

DIRECCIÓN EJECUTIVA

CCHEN (O) N° 29/ 059/

MAT.: Solicitud N° AU003T0000156, de
fecha 07 de mayo de 2018.

Santiago, 15 de mayo de 2018

Señor

[REDACTED]

Presente

Estimado Sr. Pezoa:

En el marco de la Ley N° 20.285 sobre Acceso a la Información Pública, con fecha 7 de mayo de 2018, la Comisión Chilena de Energía Nuclear, CCHEN, recibió la solicitud AU003T0000156, presentada por usted e ingresada a través de la Plataforma del Sistema de Gestión de Solicitudes, requiriendo la siguiente información:

"En virtud de la ley 20.285, solicito acceso y copia a la siguiente información:

De existir, los siguientes estudios que recomendó hacer el Comité de Energía Nuclear en Potencia en su informe "Generación Núcleo-eléctrica en Chile, hacia una decisión racional" (2015) en las páginas 42-43:

"- Lecciones aprendidas del accidente de Fukushima Daiichi, tanto desde el punto de vista de la seguridad de las instalaciones, como de la preparación, mitigación y respuestas ante emergencias radiológicas. También se deben examinar aspectos relacionados con la responsabilidad civil, los cambios de la institucionalidad regulatoria, los efectos sobre la salud de las personas y el medioambiente, y las consecuencias económicas, entre otras. - Tecnologías nucleares: Se recomienda realizar un estudio que abarque las tecnologías nucleares actualmente disponibles y las que se espera lo estén en los próximos años, incluyendo criterios que permitan comparar y evaluar estas tecnologías, así como sus respectivos ciclos de combustibles. - Estudio que permita contar con información geológica adicional, y en mayor profundidad, (sísmica, litológica, vulcanológica, etc.) de todo el territorio nacional. - Metodologías y criterios de localización: Se deben definir una metodología y los criterios de exclusión, elusión e idoneidad aplicable al territorio que permitan determinar las potenciales zonas que podrían albergar CNPs u otras instalaciones de carácter crítico-estratégico.

Es fundamental que dichos criterios estén basados en las consideraciones de la OIEA y las entidades regulatorias de aquellos países con mayor experiencia en GNE y que presente características geográficas similares a las de Chile – particularmente en cuanto a la sismicidad del territorio -, además de considerar los aspectos económicos, ambientales y sociales propios del país. - Marco legal: Dados los cambios ocurridos en la institucionalidad ambiental, se requiere desarrollar un nuevo que revise acaso la actual institucionalidad es suficiente para desarrollar un PNP o si deben crearse instancias adicionales, como sería un procedimiento de licencias o concesión para operar, al margen de o bien de manera adicional al existente. - Rol del Estado en la GNE. A la luz de las modificaciones legales y constitucionales que podrían haber tenido lugar, sería recomendable actualizar el estudio [11]. - Planificación energética de largo plazo que permita evaluar la viabilidad y potencial rol de la tecnología nuclear en el mercado nacional de manera integrada con las energías renovables no-convencionales, que también podrían contribuir significativamente a la reducción de nuestras emisiones de GEI, así como en el contexto de integración regional". De ser necesaria la autorización de un tercero para dar acceso

a la información requerida, le recuerdo que conforme a lo indicado en la ley 20.285 y diversos dictámenes del Consejo para la Transparencia, la autoridad podrá denegar acceso solo si la oposición del tercero se fundamenta en alguna de las causales expresamente señaladas en el artículo 21 de la Ley 20.285. En virtud del artículo 11 letra e) de la ley 20.285, pido los documentos bajo el principio de divisibilidad, el que señala que si los documentos requeridos contienen al mismo tiempo información que puede ser conocida e información que debe denegarse en virtud de causa legal, se dará acceso a la primera y no a la segunda”.

En respuesta a su consulta, informo a usted lo siguiente:

Los estudios que han sido realizados por la CCHEN con posterioridad al informe del Comité de Energía Nuclear de Potencia, y que están relacionados con estas temáticas, son los siguientes:

#	Estudios
1	Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile (2017). Se adjuntan los informes del estudio.
2	Modelo y estimación de costos para una central nuclear de potencia en Chile (2017). Se adjuntan los informes del estudio.
3	Identificación y evaluación de posibles efectos e impactos ambientales producidos por la generación de energía nuclear de potencia en Chile (2017-2018....en proceso)

El Estudio N° 1, abarca sugerencias que el Comité especifica con respecto a Lecciones aprendidas de Fukushima así como Tecnologías Nucleares.

El Estudio N° 2, cubre parte de lo requerido para el desarrollo de un estudio de viabilidad económica, que se encuentra dentro de las recomendaciones para determinar el potencial rol de la tecnología nuclear en el mercado nacional.

El Estudio N° 3, toca diversas recomendaciones del comité. Este estudio se encuentra en desarrollo e este momento.

A la fecha de la presente consulta, no se ha asignado presupuesto para la realización de estudios adicionales, al menos en lo que concierne a la CCHEN. Sin embargo, esta institución se encuentra en proceso de abordar, de forma interna, algunos tópicos relacionados con nuevas tecnologías, consideraciones para la localización de centrales nucleares y viabilidad económica.

Saluda atentamente a usted,



MARCO ALISPONT GUASP
Director Ejecutivo (S)
Comisión Chilena de Energía Nuclear



GVH/dbs



**Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos
de Seguridad**

Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

Septiembre 2017

20809 / IIT 001 v. 0B

En blanco intencionadamente



Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Redactado:	Revisado:	Aprobado:
<i>Firma</i> 	<i>Firma</i> 	<i>Firma</i>
<i>Nombre</i> Albert Janés (AJR)	<i>Nombre</i> Gabriel Esteban (GEL)	<i>Nombre</i> Gabriel Esteban (GEL)
<i>Fecha</i> 22/09/2017	<i>Date</i> 25/09/2017	<i>Date</i> 26/09/2017

Área	Encargo	Informe	Versión	CD
NS	20809	IIT 001	0B	07.03

En blanco intencionadamente

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

TABLA DE VERSIONES

<i>Versión</i>	<i>Fecha</i>	<i>Objeto de la versión</i>
0A	Agosto 2017	Versión inicial
0B	Septiembre 2017	Versión tras incorporación de comentarios por parte de la CCHEN.

MODIFICACIONES RESPECTO A LA VERSIÓN ANTERIOR

Se modifica el contenido de los siguientes apartados:

- Apartado 5.3
- Apartado 6.2
- Apartado 7.3
- Apartado 8

Asimismo, se actualizan aspectos formales que afectan de forma general el informe.

LISTA DE PENDIENTES

<i>No.</i>	<i>Apartado</i>	<i>Descripción</i>
N/A	N/A	N/A

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

ÍNDICE

1.	ANTECEDENTES	1
2.	OBJETO.....	3
3.	ALCANCE	4
4.	DATOS DE PARTIDA	5
5.	METODOLOGÍA.....	6
5.1.	Seguridad nuclear: Conceptos y evolución histórica	6
5.2.	Identificación y evaluación de eventos en plantas nucleares de potencia.....	6
5.2.1.	Determinación de los eventos a analizar.....	6
5.2.2.	Descripción y análisis de eventos en plantas nucleares de potencia	6
5.3.	Análisis del comportamiento de las centrales nucleares frente a eventos sísmicos	9
5.3.1.	Listado de eventos sísmicos	9
5.3.2.	Nociones generales para la evaluación de la vulnerabilidad sísmica en centrales nucleares	10
5.3.3.	Conclusiones de los eventos sísmicos y su afectación a las centrales nucleares	10
5.4.	Parámetros para la evaluación de tecnologías.....	10
5.4.1.	Parámetros procedentes del OIEA NP-T-1.10 (12).....	11
5.4.2.	Parámetros procedentes del análisis de eventos	11
5.4.3.	Parámetros procedentes de reactores avanzados.....	11
5.4.4.	Conclusiones sobre la evaluación de los parámetros	12
5.5.	Contenido de los Anexos.....	12
5.5.1.	Anexo 1.....	12
5.5.2.	Anexo 2.....	13
5.5.3.	Anexo 3.....	13
6.	SEGURIDAD NUCLEAR: CONCEPTO Y EVOLUCION HISTÓRICA	15
6.1.	Descripción del concepto de la seguridad nuclear.....	15
6.1.1.	Defensa en profundidad y cultura de seguridad	15
6.1.2.	Otros aspectos de la seguridad nuclear: experiencia operativa, análisis de seguridad, evaluaciones sobre la seguridad.....	21
6.2.	Evolución histórica de la seguridad nuclear	25
7.	IDENTIFICACIÓN Y EVALUACIÓN DE EVENTOS RELEVANTES EN PLANTAS NUCLEARES DE POTENCIA	31
7.1.	Determinación de los eventos a analizar.....	31
7.2.	Descripción y análisis de eventos en plantas nucleares de potencia	35
7.2.1.	Tecnología rusa (RBMK, VVER).....	35
7.2.2.	Tecnología occidental operada por occidente (LWR)	75
7.2.3.	Tecnología francesa (UNGG)	140

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

7.2.4. Tecnología canadiense (PHWR).....	155
7.2.5. Tecnología occidental operada por oriente (LWR).....	163
7.3. Conclusiones generales sobre el análisis de eventos.....	186
8. ANALISIS DEL COMPORTAMIENTO DE LAS CENTRALES NUCLEARES FRENTE A EVENTOS SÍSMICOS.....	191
8.1. Listado de eventos sísmicos.....	192
8.1.1. Sismo en Spitak, Armenia, en 1988 (Magnitud 6.9).....	192
8.1.2. Sismo en Honshu Island, Japón, en 1993 (Magnitud 5.8).....	192
8.1.3. Sismo en Hokkaido, Japón, en 1993 (Magnitud 7.8)	193
8.1.4. Sismo en el norte de Japón, en 1994 (Magnitud 7.5)	193
8.1.5. Sismo en California, Estados Unidos, en 1994 (Magnitud 6.6)	193
8.1.6. Sismo en Kobe, Japón, en 1995 (Magnitud 7.2).....	193
8.1.7. Sismo en Ji-Ji, Taiwan, en 1999 (Magnitud 7.6).....	193
8.1.8. Sismo en Miyagi, Japón, en 2003 (Magnitud 7.0).....	193
8.1.9. Sismo en Niigata, Japón, en 2004 (Magnitud 6.8)	194
8.1.10. Sismo en Niigata, Japón, en 2004 (Magnitud 5.2)	194
8.1.11. Sismo en California, Estados Unidos, en 2005 (Magnitud 6.5).....	194
8.1.12. Sismo en Honshu Island, Japón, en 2005 (Magnitud 7.2)	194
8.1.13. Sismo en Kyushu, Japón, en 2005 (Magnitud 7.0).....	194
8.1.14. Sismo en Niigata, Japón, en 2007 (Magnitud 6.8)	194
8.1.15. Sismo en la península de Noto, Japón, en 2007 (Magnitud 6.9)	195
8.1.16. Sismo en Sichuan, China, en 2008 (Magnitud 7.9).....	195
8.1.17. Sismo en el norte de Japón, en 2010 (Magnitud 6.2).....	195
8.1.18. Sismo en Virginia Central, Estados Unidos, en 2011 (Magnitud 5.8)....	195
8.1.19. Sismo en Honshu Island, Japón, en 2011 (Magnitud 9.0).....	196
8.1.20. Sismo en Irán, en 2013 (Magnitud 7.7).....	196
8.2. Nociones generales para la evaluación de la vulnerabilidad sísmica en centrales nucleares	197
8.2.1. Aproximación al estudio sísmico según la OIEA.....	198
8.2.2. Aproximación al estudio sísmico según normas de la NRC (Estados Unidos).....	199
8.2.3. Aproximación al estudio sísmico según normas de la NSC (Japón)	201
8.3. Conclusiones de los eventos sísmicos y su afectación a las centrales nucleares	203
9. PARAMETROS DE EVALUACIÓN DE TECNOLOGÍAS FRENTE A LA SEGURIDAD	205
9.1. Parámetros procedentes del OIEA NP-T-1.10 (12).	205
9.2. Parámetros procedentes del análisis de eventos	215
9.3. Parámetros procedentes de reactores avanzados	221
9.3.1. EPR (Areva).....	221

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

9.3.2. AP1000 (Westinghouse).....	222
9.3.3. APR1400 (KEPCO).....	225
9.3.4. VVER-1200 (AES2006) (Gidopress).....	226
9.3.5. ABWR (GE, Hitachi, Toshiba).....	227
9.4. Conclusiones sobre la evaluación de los parámetros.....	228
9.4.1. Listado de parámetros específicos para Chile.....	229
9.4.2. Clasificación de los parámetros específicos para Chile.....	237
10. REFERENCIAS.....	243

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 7-1 Relación de eventos a analizar.....	34
Tabla 7-2: Causas-raíz del evento de Chernobyl.....	39
Tabla 7-3: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Chernobyl.....	40
Tabla 7-4: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Chernobyl.....	42
Tabla 7-5: Causas-raíz del evento de Greifswald.....	52
Tabla 7-6: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Greifswald.....	54
Tabla 7-7: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Greifswald.....	55
Tabla 7-8: Causas-raíz del evento de Kozloduy.....	61
Tabla 7-9: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Kozloduy.....	62
Tabla 7-10: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Kozloduy.....	64
Tabla 7-11: Causas-raíz del evento de Leningrado.....	68
Tabla 7-12: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Leningrado.....	69
Tabla 7-13: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Leningrado.....	71
Tabla 7-14: Causas-raíz del evento de TMI-2.....	77
Tabla 7-15: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de TMI-2.....	80
Tabla 7-16: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de TMI-2.....	82
Tabla 7-17: Causas-raíz del evento de Browns Ferry.....	92
Tabla 7-18: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Browns Ferry.....	93

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Tabla 7-19: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Browns Ferry.....	95
Tabla 7-20: Causas-raíz del evento de Davis Besse.....	102
Tabla 7-21: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Davis Besse	103
Tabla 7-22: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Davis Besse.....	105
Tabla 7-23: Causas-raíz del evento de Le Blayais	113
Tabla 7-24: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Le Blayais	113
Tabla 7-25: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Le Blayais	115
Tabla 7-26: Causas-raíz del evento de Vandellós II	121
Tabla 7-27: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Vandellós II	122
Tabla 7-28: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Vandellós II	124
Tabla 7-29: Causas-raíz del evento de Ascó I	131
Tabla 7-30: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Ascó I.....	132
Tabla 7-31: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Ascó I	134
Tabla 7-32: Causas-raíz del evento de Saint-Laurent-Des-Eaux.....	144
Tabla 7-33: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Saint-Laurent-Des-Eaux	144
Tabla 7-34: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Saint-Laurent-Des-Eaux	146
Tabla 7-35: Causas-raíz del evento de Vandellós I.....	151
Tabla 7-36: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Vandellós I	151
Tabla 7-37: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Vandellós I	153
Tabla 7-38: Causas-raíz del evento de Pickering A	156
Tabla 7-39: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Pickering A.....	157
Tabla 7-40: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Pickering A.....	159
Tabla 7-41: Causas-raíz del evento de Fukushima.....	168
Tabla 7-42: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Fukushima	169
Tabla 7-43: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Fukushima	171

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Tabla 7-44: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Mihama	181
Tabla 7-45: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Mihama	183

ÍNDICE DE FIGURAS

Ilustración 1: Proceso de obtención de parámetros para la evaluación de tecnologías.....	10
Ilustración 2: Esquema general del concepto de Defensa en profundidad. Fuente: (7).....	16
Ilustración 3: Relación entre barreras físicas y niveles de protección en la defensa en profundidad. Fuente: (7)	17
Ilustración 4: Esquema de los componentes esenciales de la cultura de seguridad. Fuente: (16)	21
Ilustración 5: Pirámide del régimen de evaluaciones continuadas de la seguridad de las centrales nucleares, establecido por los titulares en cumplimiento de la Instrucción IS-19 del CSN. Fuente: (16).....	25
Ilustración 6: Cronología de la evolución de las generaciones de reactores nucleares	26
Ilustración 7: Escala INES (Escala Internacional de Eventos Nucleares)	31
Ilustración 8: Comparación entre los 3 eventos más significativos respecto a su impacto social y radiológico. Fuente: (21)	35
Ilustración 9: Liberación de productos de fisión del núcleo de TMI-2 hacia la contención, y hacia la atmosfera (fracción del contenido del núcleo). Fuente: (41)	76
Ilustración 10: Imagen de Browns Ferry después de incendio (bandeja de cables y conduits) (54)	91
Ilustración 11: Arriba se aprecia la localización del punto degradado de la tapa de la vasija. Abajo se aprecia el agujero causado por la corrosión por ácido bórico en la tapa. Fuente: (58)	100
Ilustración 12: A la izquierda se aprecia los restos de boro depositado sobre la tapa. A la derecha, se aprecia el agujero causado por la corrosión. Fuente: NRC.....	101
Ilustración 13: Representación de la marejada sobrepasando los diques de protección del emplazamiento. Fuente: (62)	111
Ilustración 14: A la izquierda, imagen de la central de Le Blayais durante las inundaciones de 1999. A la derecha, imagen de la central después de las medidas implantadas a raíz del evento.....	112
Ilustración 15: Esquema del proceso de revisión de vulnerabilidades de las centrales francesas a inundaciones. Fuente (62)	119
Ilustración 16: Cronología del suceso de partículas de Ascó I. Fuente: (68).....	131
Ilustración 17: Central nuclear de Saint-Laurent des Eaux.....	141
Ilustración 18: Vista vertical del reactor de Saint-Laurent-Des-Eaux (74)	142
Ilustración 19: Representación de la situación, desde la determinación del SHA hasta el Input para los análisis dinámicos de la instalación. Fuente: (103)	198

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Ilustración 20: Representación de TEPCO para obtener el input sísmico específico para el emplazamiento. Fuente: (103).....	202
Ilustración 21: Localización de la zona de derrame del núcleo fundido (área rectangular). Fuente: (113).....	222
Ilustración 22: Sistema de refrigeración de la contención pasivo del AP1000. Fuente: (113)	223
Ilustración 23: Simplificación de los componentes principales en el reactor AP1000. Fuente: (116)	224
Ilustración 24: Suelo basáltico para detener el <i>corium</i> en caso de accidente severo. Fuente: (120)	228

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS Y SIGLAS

ABWR	<i>Advanced Boiling Water Reactor</i>
ALARA	<i>As Low As Reasonably Achievable</i>
ANAV	Asociación Nuclear Ascó – Vandellós II
ASN	<i>Autorité de Sûreté Nucléaire</i>
BDBA	<i>Beyond Design Basis Accidents</i>
BOP	<i>Balance of Plant</i>
BTP	<i>Branch Technical Position</i>
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CAGE	Centro Alternativo de Gestión de Emergencias
CANDU	<i>CANada Deuterium Uranium</i>
CCHEN	Comisión Chilena de Energía Nuclear
CDF	<i>Core Damage Frequency</i>
CNSC	<i>Canadian Nuclear Safety Commission</i>
CRDM	<i>Control Rod Drive Mechanisms</i>
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
CSNI	<i>Committee on the Safety of Nuclear Installations</i>
DBGM	<i>Design Basis Earthquake Ground Motion</i>
DEC	<i>Design Extension Conditions</i>
ECCS	<i>Emergency Core Cooling System</i>
EDF	<i>Electricite de France</i>
ENSREG	<i>European Nuclear Safety Regulators Group</i>
EPR	<i>European Pressurized Reactor</i>
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
ESC	Estructuras, Sistemas y Componentes
ETF	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
FAC	<i>Flow Accelerated Corrosion</i>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

FAEP	<i>Fast Acting Protection System</i>
GL	<i>Generic Letter</i>
GMRS	<i>Ground Motion Response Spectra</i>
HPIS	<i>High Pressure Injection System</i>
HWR	<i>Heavy Water Reactor</i>
I&C	Instrumentación y Control
IIPA	<i>Integrated Independent Performance Assessment</i>
INES	<i>International Nuclear and Radiological Event Scale</i>
INPO	<i>Institute of Nuclear Power Operations</i>
INSAG	<i>International Nuclear Safety Advisory Group</i>
IPSN	<i>Institut de Protection et de Sureté Nucléaire</i>
IRS	<i>Incident Reporting System</i>
IRSN	<i>Institut de Radioprotection et de Sureté Nucléaire</i>
IRWST	<i>In-containment Refueling Water Storage Tank</i>
ITC	Instrucciones Técnicas Complementarias
JEA	<i>Japan Electric Association</i>
KEPCO	<i>Korea Electric Power Corporation</i>
LBB	<i>Leak Before Break</i>
LOCA	<i>Loss of Coolant Accident</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i>
MINER	Ministerio de Industria y Energía
MORT	<i>Management Oversight and Risk Tree</i>
MTBF	<i>Mean Time between failure</i>
MTBM	<i>Mean time between maintenance</i>
MWe	Megavatio eléctrico
MWt	Megavatio térmico
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NEK	<i>Nuklearna Elektrarna Krško</i>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

NII	<i>Nuclear Instalations Inspectorate</i>
NISA	<i>Nuclear and Industrial Safety Agency</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NSAC	<i>Nuclear Safety Analysis Center</i>
NSC	<i>Nuclear Safety Commission</i>
NSSS	<i>Nuclear Steam Supply Systems</i>
OCDE	Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico
OIEA	Organización Internacional de la Energía Atómica
ORM	<i>Operating Reactivity Margin</i>
PAMGS	Plan de Acción para la Mejora de la Gestión de la Seguridad
PCCS	<i>Passive Containment Cooling System</i>
PCI	Protección Contra Incendios
PHTS	<i>Primary Heat Transport System</i>
PNP	Programa Nuclear de Potencia
PR	Protección Radiológica
PSA	<i>Probabilistic Safety Assessment</i>
PSHA	<i>Probabilistic Seismic Hazard Analysis</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
PWSCC	<i>Primary Water Stress Corrosion Cracking</i>
RBMK	<i>Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy</i>
RCPS	<i>Reactor Coolant Protection System</i>
RCS	<i>Reactor Coolant System</i>
RHR	<i>Residual Heat Removal</i>
RINR	Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas
RLE	<i>Review Level Earthquake</i>
ROP	<i>Reactor Oversight Process</i>
SBLOCA	<i>Small Break Loss of Coolant Accident</i>
SBO	<i>Station Black-Out</i>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

SCSIN	<i>Service central de sûreté des installations nucléaires</i>
SER	<i>Safety Evaluation Reports</i>
SHA	<i>Seismic Hazard Analysis</i>
SIC	Sistema Interconectado Central
SING	Sistema Interconectado del Norte Grande
SISC	Sistema Integrado de Supervisión de Centrales
SMR	<i>Small Modular Reactors</i>
SNSA	<i>Slovenian Nuclear Safety Administration</i>
SOER	<i>Significant Operating Evaluation Report</i>
SSE	<i>Safe Shutdown Earthquake</i>
UHS	<i>Ultimate Heat Sink</i>
UNGG	<i>Uranium Naturel Graphite Gaz</i>
UNSCEAR	<i>United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation</i>
URSS	Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas
VVER	<i>Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor</i>
WANO	<i>World Association of Nuclear Operators</i>
WGIAGE	<i>Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures</i>
WNA	<i>World Nuclear Association</i>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

1. ANTECEDENTES

Desde finales del siglo pasado, Chile es un país que ha valorado la posibilidad de introducir la energía nuclear dentro de matriz energética. En 1980, el Gobierno efectuó un primer intento para para construir una planta eléctrica nuclear en el país, cuyo estudio de factibilidad, arrojó resultados negativos. En consecuencia, no se siguió adelante con el proyecto.

En 2007, se reiniciaron los estudios para incorporar la energía nuclear en la matriz energética de Chile, para lo cual el Gobierno de Chile dispuso la creación de una Comisión para reunir antecedentes sobre la energía nuclear y emitir un informe. Dicha Comisión, presidida por el Físico Dr. Jorge Zanelli, emitió en septiembre de 2007 el informe titulado *“La opción núcleo-eléctrica en Chile”* (1), en el cual recomendó la realización de una serie de estudios para avanzar en la materia.

En 2008, la Comisión Nacional de Energía (CNE), inició la contratación de algunos de los estudios recomendados, sobre normativa, estructura de la industria, impactos y otros temas. Entre ellos destaca el realizado por Ministro de Energía, Sr. Tokman, que formó el Grupo Consultivo Nuclear (GCN), el cual tuvo como tarea el dirigir una serie de actividades tendentes a determinar la conveniencia para Chile de adoptar un Programa Nuclear de Potencia (PNP).

En enero de 2010, el Ministro de Energía presentó el informe *“Núcleo- electricidad en Chile: Posibilidades, brechas y desafíos”* (2), en el cual daba cuenta del trabajo realizado por el GCN durante el período 2008-2009, y que estaba destinado a evaluar la conveniencia de la incorporación de la GNE en la matriz eléctrica nacional, mediante el análisis de la infraestructura necesaria y los desafíos que implicaría para Chile la implementación de dicho PNP.

Por estas fechas, el 27 de febrero de 2010, se produjo en la zona centro-sur de Chile el terremoto y tsunami del Maule (8.8 Richter), y posteriormente, el 11 de marzo de 2011, el terremoto y tsunami que azotó la costa este de Japón (terremoto de Tohoku, 9.0 Richter), que condujo al accidente en la central nuclear Fukushima Daiichi. Bajo dichas circunstancias se produjo un cambio en la opinión pública respecto a la viabilidad de la generación de energía eléctrica con fuentes nucleares, y particularmente en un país sísmico como Chile, lo cual dio lugar a una ralentización de los trabajos encaminados para la implementación de un PNP.

Pasado un tiempo, en 2015, el Ministerio de Energía encargó al Consejo Directivo de la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) la elaboración de un estudio en el cual se analizaran los antecedentes existentes hasta la fecha para el desarrollo de un PNP y se examinara el estado de avance del país y la situación internacional en materia de generación de energía eléctrica con fuentes nucleares, considerando los cambios ocurridos en los últimos años y las lecciones derivadas de las experiencias de los terremotos de 2010 y 2011, en Chile y Japón

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

respectivamente, dando lugar al informe titulado “*Generación Núcleo-Eléctrica en Chile: Hacia una Decisión Racional*” (3).

Como consecuencia de las conclusiones de dicho informe, se han retomado las acciones encaminadas para valorar incluir en la matriz energética, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional de Chile, la energía nuclear de potencia como una de las posibles opciones. La CCHEN, en su calidad de organismo asesor del estado en materias relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, es el encargado de liderar el desarrollo de dichas acciones.

Bajo este contexto, surge la necesidad de realizar estudios que aborden las preocupaciones fundamentales de la ciudadanía con respecto al uso de este tipo de tecnología, siendo una de las más relevantes **la seguridad** en el diseño, la construcción y la operación de una central nuclear de potencia.

2. OBJETO

El objeto general del presente informe es describir y analizar el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad, evaluando cómo ha evolucionado a lo largo de la historia e identificando en base a eso los criterios que permitan comparar tecnologías, considerando las últimas mejoras en los estándares internacionales, para implantar un PNP en Chile.

Para satisfacer el objetivo general, se definen los siguientes objetivos específicos para el presente informe:

- Describir y analizar el estado del arte de la industria nuclear comercial, analizando algunos de los eventos (accidentes e incidentes) acontecidos en centrales nucleares de potencia que hayan ocasionado cambios significativos respecto a las medidas de seguridad implantadas, o que sean significativamente representativos respecto a las consecuencias del evento para un determinado tipo de tecnología, o para una determinada cultura organizativa. Para cada evento seleccionado, se analizan: las causas que motivaron el evento, las medidas implantadas a raíz del evento, y el impacto de estas medidas implantadas sobre la seguridad nuclear.
- Analizar la vulnerabilidad de las centrales nucleares existentes, ante eventos sísmicos acontecidos a lo largo de las últimas décadas, identificando la afectación de estos eventos sobre la seguridad nuclear de las plantas.
- Determinación y clasificación de una serie de parámetros que permitan comparar la seguridad entre tecnologías nucleares.

3. ALCANCE

El alcance de los trabajos recogidos en este informe incluye la elaboración de un estudio para describir y analizar el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad, siendo las actividades que se desarrollan las siguientes:

- Descripción del concepto de **seguridad nuclear** y evolución histórica del concepto.
- Selección de los eventos nucleares más significativos, de acuerdo a una serie de criterios.
- Evaluación de estos eventos nucleares seleccionados, analizando:
 - o Una descripción del evento.
 - o Las causas que provocaron el evento.
 - o Las medidas implantadas a raíz del evento.
 - o El impacto de estas medidas sobre la seguridad nuclear.
- Análisis de la vulnerabilidad de las centrales nucleares existentes, ante eventos sísmicos acontecidos a lo largo de las últimas décadas, identificando la afectación de estos eventos sobre la seguridad nuclear de las plantas.
- Determinación, recomendación y clasificación de parámetros cualitativos y cuantitativos para comparar la seguridad entre tecnologías nucleares.

El estudio desarrollado en el presente informe está enfocado a la seguridad nuclear en centrales nucleares de potencia. No se analizan en el mismo los eventos ocurridos en otras instalaciones del ciclo de combustible nuclear (instalaciones de enriquecimiento y conversión, fabricación de combustible y centros de reprocesado), reactores experimentales, instalaciones militares o en la industria convencional, en actividades que utilicen fuentes radiactivas (medicina, radiografía industrial, etc...).

Adicionalmente, se tendrán en consideración únicamente parámetros relacionados o que pueden tener alguna relación con la seguridad nuclear, quedando fuera del alcance parámetros relacionados con costes, eficiencia y rendimiento de la tecnología, impacto ambiental (excepto el propiamente radiológico), ciclo del combustible nuclear (excepto el almacenamiento del combustible gastado en la propia planta), o la seguridad física.

4. DATOS DE PARTIDA

La documentación de partida a emplear para desarrollar el presente estudio conforme a lo indicado en la metodología descrita en el apartado 5, consiste en las referencias bibliográficas y documentales recogidas en el apartado 10 (Referencias), a partir de las cuales se realiza la búsqueda de información necesaria para ir desarrollando la evaluación en los distintos apartados de este informe (6, 7, 8 y 9) según lo descrito en el apartado 5.

Igualmente, se han tenido en cuenta para su elaboración las normas y guías del Organismo Internacional de la Energía Atómica, OIEA, respecto los principios de la seguridad nuclear.

- OIEA, 75-INSAG- 4 "Safety Culture", 1991 (4).
- OIEA, 75-INSAG- 5 "The Safety of Nuclear Power", 1992 (5).
- OIEA, INSAG-10 "Defense in Depth in Nuclear Safety", 1996 (6).
- OIEA, INSAG-12 "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants. 75-INSAG-3 Rev.1", 1999 (7).
- OIEA, INSAG-13. "Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants", 1999 (8).
- OIEA, IAEA-TECDOC-1575 Rev. 1. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy System, 2008 (9). OIEA, SSR-2/1 Rev.1 "Safety of Nuclear Power Plants: Design", 2016 (10).
- OIEA, IAEA-TECDOC-1791 "Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants", 2016 (11)
- OIEA, NP-T-1.10 "Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment", 2013 (12).
- OIEA, "Safety Requirements No. GS-R-Part 2. "Leadership and Management for Safety", 2016 (13).

5. METODOLOGÍA

En el siguiente apartado, se describe el contenido de los diferentes apartados del informe y los pasos seguidos para desarrollar el contenido del mismo.

5.1. Seguridad nuclear: Conceptos y evolución histórica

Este analiza el concepto de seguridad nuclear, haciendo uso de la documentación de la OIEA.

Igualmente se desarrolla un análisis general de la evolución a lo largo de la historia de la seguridad nuclear, dividiéndola en periodos temporales concretos, marcados por los eventos más importantes en la historia de la industria que marcaron puntos de inflexión en la aproximación al concepto de seguridad nuclear. Se trata de un resumen de las lecciones aprendidas más importantes y generales de los eventos más destacables, y que posteriormente se analizan pormenorizada y profundamente en el apartado 7.

5.2. Identificación y evaluación de eventos en plantas nucleares de potencia.

5.2.1. Determinación de los eventos a analizar

En este apartado se determina cuáles serán los eventos a analizar en el presente informe. Para ello, se definen una serie de criterios a partir de los cuales se realiza la selección de eventos.

5.2.2. Descripción y análisis de eventos en plantas nucleares de potencia

5.2.2.1. Descripción de la planta y de los eventos

En este primer apartado, se realiza una breve descripción de la central nuclear, así como una descripción de lo sucedido en cada uno de los eventos, sin ahondar en la secuencia que llevó a los mismos.

5.2.2.2. Identificación de las causas de los eventos

Una vez seleccionados los eventos, se realiza una labor de búsqueda documental para identificar sus causas principales y determinar los fallos de las barreras de seguridad ocurridos. La gran mayoría de eventos nucleares han sido analizados al detalle por organismos reguladores, organizaciones internacionales y asociaciones de operadores y otros *stakeholders* de la industria y se estudian siempre en los cursos de tecnología nuclear. Existe pues una amplia bibliografía que los describe. Se utilizan para esta parte del estudio documentos oficiales de la OIEA y de reguladores como la NRC o el CSN, así como artículos de expertos de la industria y documentación de cursos de tecnología nuclear.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Una excepción a esta afirmación, la constituyen algunos de los eventos ocurridos en centrales que fueron diseñadas, construidas y operadas bajo el régimen de la antigua Unión Soviética, y algunos eventos ocurridos en centrales de tecnología francesa, para los cuales las referencias bibliográficas no son tan extensas y profundas como las que se encuentran para los reactores de tecnología occidental. En estos casos, se ha procurado también obtener referencias con un mínimo nivel de fiabilidad y calidad, como pueden ser determinados artículos científicos o algunos informes elaborados por el propio operador u organismo regulador del país donde ocurrió el evento.

En este apartado se identifican, siempre que las referencias bibliográficas lo permitan, los siguientes tipos de causas:

- Causas directas: Son aquellas causas que responderían a la pregunta ¿por qué ocurrió el evento? Como causas directas, se buscan problemas en el mantenimiento preventivo, operación, etc.
- Causas raíz: Son aquellas causas que responderían a la pregunta ¿Por qué el evento no se impidió? Como causas raíces se buscan deficiencias en los procesos de vigilancia que hay implantados en las centrales y en los programas de experiencia operativa, por ejemplo.

Dentro del conjunto de causas-raíz, se realiza una agrupación de las mismas bajo un conjunto limitado de “causas-raíz comunes”, las cuales pretenden agrupar distintas causas-raíz en los distintos eventos bajo un único denominador común, o bajo una única tipología de causa común que llevó a los eventos.

El objetivo de estas agrupaciones, es establecer una matriz única, la cual contiene todo el conjunto de “causas-raíz comunes”, y se indica, para cada una de ellas, qué eventos fueron los que tuvieron esa causa-raíz común. Esta matriz, se incluye como resultado en el Anexo 1 del presente informe (ver apartado 5.5.1 y Anexo 1).

5.2.2.3. *Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear.*

De acuerdo a las definiciones sobre seguridad nuclear identificadas en el apartado 6.1, se realiza, en este apartado y mediante una tabla, una evaluación de aquellos puntos de la seguridad nuclear, concernientes al concepto de la defensa en profundidad, que fueron incumplidos, vulnerados, dañados o perdidos en el evento como consecuencia de las causas-raíz identificadas en el apartado anterior, a saber:

- Niveles de Seguridad: se evalúan los niveles de seguridad vulnerados a consecuencia de las causas del evento.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Barreras Físicas: se evalúan las barreras que fueron dañadas a consecuencia de las causas del evento.
- Funciones de Seguridad: se evalúan las funciones de seguridad que no se pudieron desempeñar (i.e. funciones perdidas) a consecuencia de las causas del evento.

Adicionalmente, se incluye en este apartado una segunda Tabla, la cual contiene una evaluación de cuáles son los principios de seguridad, definidos según el documento de la OIEA INSAG-12 (7), que fueron incumplidos o vulnerados como consecuencia de las causas identificadas en el apartado anterior (adicionalmente a los principios más tecnológicos correspondientes a la defensa en profundidad, que se han evaluado en la anterior tabla).

La estructura de esta segunda tabla, sigue la estructura del propio INSAG-12 (7), y se hace hincapié, en los principios de seguridad fundamentales, tanto en la cultura de seguridad como en el papel desempeñado por el organismo regulador, así como otros principios de seguridad técnicos generales, y en los principios de seguridad específicos en aquellos puntos referentes a la operación (e.g. procedimientos, entrenamiento, formación), gestión de accidentes y preparación frente a emergencias, entre otros.

Una explicación más detallada de algunos de estos conceptos se puede encontrar en el apartado 6.1 del presente informe, así como en la propia referencia empleada para su elaboración (7). El desglose de las tablas y la estructura de las mismas, puede verse en detalle en la referencia de la OIEA (7).

5.2.2.4. Identificación de las medidas implantadas

Las mismas organizaciones internacionales y organismos reguladores han realizado estudios de lecciones aprendidas sobre estos eventos con el objetivo de determinar las medidas de seguridad necesarias que eviten situaciones similares en el futuro. De estos análisis han salido recomendaciones, tanto nacionales como internacionales, que han sido integradas en los requerimientos de los reguladores nacionales según las condiciones de cada país afectando tanto a los operadores de centrales nucleares como a los tecnólogos y suministradores de equipos y servicios del sector. Entre algunas de estas medidas destacan:

- redundancias y separaciones físicas,
- sistemas pasivos,
- procedimientos de operación y guías de gestión de accidentes,
- márgenes de seguridad,
- cultura de seguridad en todos los niveles de la organización,
- preparación frente a la emergencia.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Gracias a todos los documentos de lecciones aprendidas generados por las organizaciones de la industria nuclear, así como al análisis de la evolución de los requerimientos de los reguladores, se determina en este punto las medidas tecnológicas, organizativas, regulatorias, y legislativas implantadas, como consecuencia de cada uno de los eventos, por la industria nuclear, con el fin de aumentar la seguridad, tomando como dato de partida las lecciones aprendidas para cada uno de los eventos. Se evalúa en particular la evolución de los requerimientos del regulador americano (NRC), referencia en el sector, y del regulador español (CSN), cuando así aplique.

5.2.2.5. Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Del total de medidas implantadas, e identificadas según se ha descrito en el anterior apartado, en este apartado se pretende hacer una recopilación de las lecciones aprendidas más importantes y relevantes de cada uno de los eventos, extrayendo del total de medidas identificadas, aquellas que representaron un impacto más destacable a la seguridad nuclear, ya sea a nivel internacional (e.g. eventos de Chernobyl, Fukushima o Three Mile Island) o a nivel de un determinado operador (e.g. evento de Vandellós II), o de una determinada cultura organizativa (e.g. evento de Greifswald).

El objetivo es que estos sub-apartados de conclusiones para cada uno de los eventos, sean auto-contenidos, y puedan ser extraídos del presente informe para su utilización en posteriores informes, en caso de ser necesario.

Adicionalmente a la recopilación sucinta del impacto de las medidas incluido en este apartado, en el Anexo 2 se incluyen unas tablas, en las cuales puede verse el impacto de las medidas sobre los principios de la seguridad nuclear, definidos según el documento de la OIEA INSAG-12 (7) (ver apartado 5.5.2 y el propio Anexo 2 para mayor detalle).

5.3. Análisis del comportamiento de las centrales nucleares frente a eventos sísmicos

5.3.1. Listado de eventos sísmicos

En este apartado se hace un compendio de los eventos sísmicos acaecidos a lo largo de las últimas décadas en todo el mundo (en zonas con centrales nucleares comerciales), y se analiza como estos eventos sísmicos han impactado a la operación de las centrales nucleares, y cuál ha sido su afectación a la seguridad nuclear, en caso de haber existido alguna afectación.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

5.3.2. Nociones generales para la evaluación de la vulnerabilidad sísmica en centrales nucleares

En este apartado, se pergeña la problemática de la afectación sísmica a centrales nucleares desde el punto de vista de cómo los organismos oficiales internacionales (OIEA, NEA), así como determinados cuerpos reguladores, de países como Estados Unidos y Japón, abordan la cuestión sísmica desde el punto de vista de los análisis de vulnerabilidad de las instalaciones frente a los sismos y cómo afrontan el diseño de sus instalaciones.

No se pretende hacer ningún análisis exhaustivo ni detallado, sino simplemente dar ejemplos de cómo actúan algunos países frente al reto de la sismicidad.

5.3.3. Conclusiones de los eventos sísmicos y su afectación a las centrales nucleares

En este apartado se expresan las conclusiones extraídas después del repaso de eventos realizados en el apartado 8.1, así como de la información contenida en el apartado 8.2.

5.4. Parámetros para la evaluación de tecnologías

En este apartado se determinan los parámetros cualitativos y cuantitativos a tener en cuenta en el momento de evaluar qué tecnología instalar en el país. De los análisis realizados de los eventos, se habrá obtenido un estado del arte detallado de las medidas (e.g. sistemas, procesos, márgenes de seguridad, medidas administrativas) implantadas que proporcionan una mayor seguridad a las plantas nucleares. De estas medidas, se derivan la mayoría de los parámetros de evaluación de tecnologías. Además, se utilizarán documentos ya preparados por organizaciones internacionales del sector para ayudar a los países que están desarrollando su programa nuclear como el NP-T-1.10 (12). Finalmente se revisarán las principales nuevas tecnologías de reactores para identificar posibles parámetros que no se hayan detectado del análisis anterior.

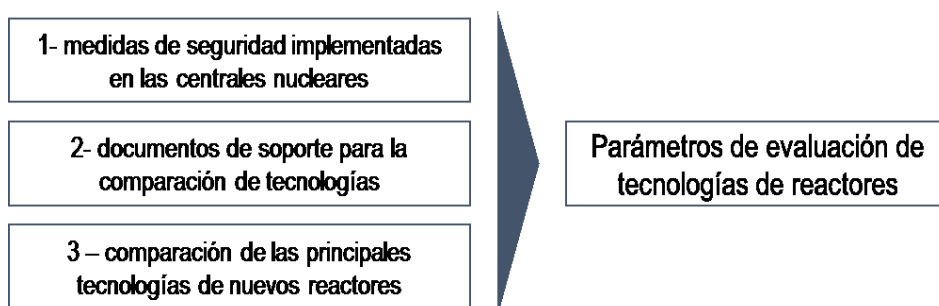


Ilustración 1: Proceso de obtención de parámetros para la evaluación de tecnologías

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

De estas tres fuentes de información (según puede verse en la Ilustración 1) se destilará el listado de parámetros teniendo en cuenta las condiciones específicas de Chile.

5.4.1. Parámetros procedentes del OIEA NP-T-1.10 (12).

En este sub-apartado se listan todos los parámetros de evaluación y comparación de tecnologías que se encuentran citados y evaluados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12), siempre y cuando estén relacionados o tengan alguna afectación al concepto de seguridad nuclear. Se incluye también una descripción a título general del parámetro, según la propia referencia (12).

5.4.2. Parámetros procedentes del análisis de eventos

En este sub-apartado se indican los parámetros que proceden del análisis de las lecciones aprendidas de los distintos eventos. Únicamente se incluyen los parámetros que no estén explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

El resto de parámetros que ya aparecen explícitamente mencionados en el documento (12), no se detallan en este apartado, y se incluyen directamente en el Anexo 3 (con el objetivo de no hacer excesivamente largo este apartado).

5.4.3. Parámetros procedentes de reactores avanzados

En este apartado, se realiza un resumen de las principales tecnologías de nuevos reactores, resaltando aquellos puntos de cada una de las tecnologías que destacan respecto los parámetros de evaluación vistos en los apartados previos.

Todas estas tecnologías de reactores incorporan mejoras respecto a las tecnologías de reactores previas, en lo que concierne a parámetros como la defensa en profundidad, diversidad, redundancia y separación física, o características de diseño del reactor inherentemente seguras. Es por ello que no se pretende reflejar todas y cada una de estas mejoras para cada tecnología, si no únicamente resaltar aquellos parámetros que han sido desarrollados en mayor grado respecto a los otros, para cada una de las tecnologías, o bien parámetros que las tecnologías de reactores existentes no tienen incorporadas. Por este motivo, el hecho de que para una determinada tecnología, no aparezcan reflejadas en este apartado ni en el Anexo 3 muchos de los parámetros, no significa que no tengan mejoras en ellos, si no que no se ha considerado significativo el reflejo de estas mejoras en estos parámetros en el presente informe, frente a las mejoras en otros de los parámetros.

Por ejemplo, el grado de diversidad, redundancia y separación física alcanzado por el EPR, hace que este parámetro, para esta tecnología en particular, sea el que destaque por encima de los

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

otros parámetros, cuando se comparan las tecnologías de nuevos reactores. Ciertos sistemas, como, por ejemplo, el sistema de captura del núcleo fundido, son sistemas novedosos que no tienen las tecnologías actualmente utilizadas.

Esto es lo que se refleja, tanto en este apartado, como en la matriz incluida en el Anexo 3 (ver apartado 5.5.3 para mayor detalle sobre el Anexo 3).

5.4.4. Conclusiones sobre la evaluación de los parámetros

En este sub-apartado se incluye el listado final de parámetros específicos para Chile, teniendo en consideración las 3 fuentes empleadas para su identificación, y reflejadas en los 3 sub-apartados anteriores (5.4.1, 5.4.2, 5.4.3), así como una clasificación de estos parámetros, según se detalla en los dos sub-apartados siguientes.

5.4.4.1. Listado de parámetros específicos para Chile

En este sub-apartado se incluyen todos aquellos parámetros que, habiendo sido extraídos según lo indicado en los anteriores sub-apartados (5.4.1, 5.4.2, 5.4.3), han sido considerados como los más importantes a la hora de seleccionar, comparar y evaluar las distintas tecnologías nucleares, teniendo en consideración las características específicas de Chile.

5.4.4.2. Clasificación de los parámetros específicos para Chile

En este sub-apartado se incluyen todos aquellos parámetros listados según se indica en el sub-apartado 5.4.4.1, y se clasifican dichos parámetros a partir de una serie de atributos seleccionados, en función de su importancia y relevancia a la hora de emplearlos para la selección, comparación y evaluación de distintas tecnologías, en 3 niveles de importancia (siendo el nivel 1 el que contiene los parámetros que han sido considerados de mayor importancia).

5.5. Contenido de los Anexos

5.5.1. Anexo 1

En este Anexo se incluye una matriz que recoge de manera agrupada las distintas causas-raíz comunes que han dado lugar a cada uno de los eventos, según lo descrito en el sub-apartado 5.2.2.2.

Estas causas-raíz comunes están relacionadas con las causas-raíz de cada evento en el apartado de "Identificación de las causas del evento" correspondiente a cada uno de los eventos.

5.5.2. Anexo 2

En este Anexo se adjunta unas tablas las cuales permiten identificar, para el conjunto de medidas implantadas por cada ente organizativo (e.g. reguladores, operadores o agencias internacionales tipo WANO, OIEA) en cada uno de los eventos, a qué principios de la seguridad nuclear tienen algún tipo de afectación. Estos principios de la seguridad nuclear, se han extraído del documento INSAG-12 de la OIEA (7).

La estructura de estas tablas sigue el mismo formato que las tablas del apartado de evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear, con la particularidad de que el desglose del concepto de la estrategia de defensa en profundidad, que puede encontrarse en el citado apartado de vulneraciones y debilidades, en este Anexo 2 se recoge de forma sucinta en la misma tabla y al mismo nivel que el resto de conceptos de la seguridad nuclear, sin ningún desglose.

Esto es así, porque en la gran mayoría de casos, las medidas implantadas como consecuencia de los eventos son muy diversas y suelen afectar de forma transversal a varios de los niveles de la defensa en profundidad. Por este motivo se refleja de forma única en esta tabla la afectación a este principio de la seguridad nuclear.

En la tabla se incluye una evaluación de cuáles son los principios de seguridad, definidos según el documento INSAG-12 (7), cuyo grado de aplicación, en cuanto a lo que pide la definición del principio según el documento INSAG-12, fue aumentado o mejorado.

Una explicación más detallada de cada una de las medidas se puede encontrar en el apartado correspondiente a “Identificación de las medidas implantadas”, dentro del apartado 7.2.

5.5.3. Anexo 3

En este Anexo se incluye una matriz la cual refleja de manera global, para cada uno de los parámetros de evaluación de tecnologías identificados en el apartado 9, de cuál de las 3 fuentes procede, siendo éstas:

- Documento de la OIEA NP-T-1.10 (12), de soporte para comparar distintas tecnologías nucleares.
- Impacto de las medidas implantadas como consecuencia de los eventos analizados en el apartado 7.2.
- Características tecnológicas de las principales tecnologías de nuevos reactores.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Esta matriz, debe interpretarse de la siguiente forma:

- Parámetros del documento OIEA NP-T-1.10 (12). Se reflejan mediante cruces todos los parámetros relacionados con la seguridad nuclear contenidos en la referencia (12).
- Parámetros procedentes del análisis de los eventos. Se reflejan mediante cruces aquellos parámetros sobre los que las medidas implantadas para cada uno de los eventos analizados, han tenido un impacto claro, mejorando o aumentando el grado de protección del parámetro a la seguridad nuclear.
- Parámetros procedentes de tecnologías de nuevos reactores. Se reflejan mediante cruces aquellos parámetros que han sido desarrollados en mayor grado respecto a los otros parámetros, para cada una de las tecnologías nuevas, o bien ciertas medidas en algunos parámetros, que las tecnologías de reactores existentes no tienen incorporadas. Por ejemplo, el grado de diversidad, redundancia y separación física alcanzado por el EPR, hace que este parámetro, para esta tecnología en particular, sea el que destaque por encima de los otros parámetros, cuando se comparan las tecnologías de nuevos reactores. Otro ejemplo sería el sistema de captura del núcleo fundido, que es un sistema novedoso que no está incorporado en las tecnologías actualmente utilizadas (reactores de Generación II).

Por lo tanto, en caso de que, para un determinado parámetro, están marcadas las cruces para todos los modelos avanzados, esto debe ser entendido como que se trata de una mejora general de estos reactores de Generación III / III+ respecto a los de Generación II. En cambio, si únicamente se marca una cruz en algunos de los reactores avanzados, significa que el parámetro en cuestión, para el reactor en cuestión, presenta mejoras más avanzadas o más profundas que el resto de reactores avanzados (únicamente para el parámetro marcado).

El apartado 5.4.3 incluye información concreta sobre la correcta interpretación de esta matriz.

6. SEGURIDAD NUCLEAR: CONCEPTO Y EVOLUCION HISTÓRICA

6.1. Descripción del concepto de la seguridad nuclear

6.1.1. Defensa en profundidad y cultura de seguridad

La defensa en profundidad es una estrategia integral para la seguridad cuyo objetivo es garantizar, con un alto grado de confianza, que las personas y el medio ambiente están protegidas de cualquier peligro asociado al uso de la energía nuclear en la producción de electricidad (14). La estrategia aplicada en la defensa en profundidad para el cumplimiento de su objetivo es doble: primero, prevenir accidentes y, segundo, si la prevención falla, limitar las consecuencias y evitar cualquier evolución a peores condiciones. La estrategia de defensa en profundidad está pensada para ofrecer una protección cualificada ante una amplia variedad de transitorios, incidentes y accidentes, incluyendo fallos de equipos y errores humanos, y sucesos externos. Además, la defensa en profundidad abarca todas las actividades relacionadas con la seguridad, incluyendo aquellas que se den en la selección del emplazamiento, el diseño, fabricación, construcción, puesta en funcionamiento, operación, y desmantelamiento de centrales nucleares.

El concepto de defensa en profundidad ha evolucionado desde la idea original, que consistía en interponer varias barreras físicas entre el material radioactivo y el entorno para limitar las consecuencias de un accidente. Actualmente, el concepto incluye una estructura general de múltiples barreras físicas, y medios complementarios para proteger a las propias barreras, los llamados niveles de defensa. De acuerdo con INSAG-10 (6), la definición actual de defensa en profundidad es la siguiente:

“La defensa en profundidad consiste en el despliegue jerárquico de diferentes niveles de componentes, sistemas, estructuras y procedimientos para mantener la eficacia de las barreras físicas interpuestas entre el material radioactivo y los trabajadores, el público y el medio ambiente, tanto en operación normal como en transitorios previstos y, para ciertas barreras, también en accidentes.”

La defensa en profundidad se divide en 5 niveles. Si un nivel falla a controlar la evolución de una secuencia accidental, el siguiente nivel entra en juego. La Ilustración 2 presenta los 5 niveles de defensa en profundidad, el objetivo de cada uno, y los medios necesarios para lograr el objetivo de cada uno. Los niveles de defensa en profundidad han de ser tan independientes entre sí como sea posible. En la aplicación de la defensa en profundidad se ha de garantizar que un fallo simple, ya sea de equipamiento o humano, en un nivel de defensa, e incluso una combinación de fallos en más de un nivel de defensa, no pone en riesgo a la seguridad al propagarse a otros niveles superiores de defensa.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

De acuerdo con el objetivo de la defensa en profundidad, se interponen varias barreras físicas consecutivas para el confinamiento del material radioactivo. La cantidad y el tipo de las barreras que confinan a los productos de fisión dependen de la tecnología del reactor. En el caso de reactores de agua a presión, estas barreras son, de más a menos proximidad a los productos de fisión: la matriz de combustible, las vainas de combustible, la barrera a presión del sistema de refrigeración del reactor, y la contención. La primera y segunda barreras deberían estar preparadas para evitar entrar en condiciones accidentales como consecuencia de una desviación de la operación normal que sea probable que ocurra durante el ciclo de vida de la central (15). La Ilustración 3 muestra la relación entre los niveles de defensa y las barreras físicas de la defensa en profundidad.

Strategy	Accident prevention			Accident mitigation			
Operational state of the plant	Normal operation	Anticipated operational occurrences	Design basis and complex operating states	Severe accidents beyond the design basis	Post-severe accident situation		
Level of defence in depth	Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5		
Objective	Prevention of abnormal operation and failure	Control of abnormal operation and detection of failures	Control of accidents below the severity level postulated in the design basis	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression, and mitigation of the consequences of severe accidents, including confinement protection	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials		
Essential features	Conservative design and quality in construction and operation	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Engineered safety features and accident procedures	Complementary measures and accident management, including confinement protection	Off-site emergency response		
Control	Normal operating activities		Control of accidents in design basis	Accident management			
Procedures	Normal operating procedures		Emergency operating procedures	Ultimate part of emergency operating procedures			
Response	Normal operating systems		Engineered safety features	Special design features	Off-site emergency preparations		
Condition of barriers	Area of specified acceptable fuel design limit		Fuel failure	Severe fuel damage	Fuel melt	Uncontrolled fuel melt	Loss of confinement
Colour code	NORMAL		POSTULATED ACCIDENTS		EMERGENCY		

Ilustración 2: Esquema general del concepto de Defensa en profundidad. Fuente: (7)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

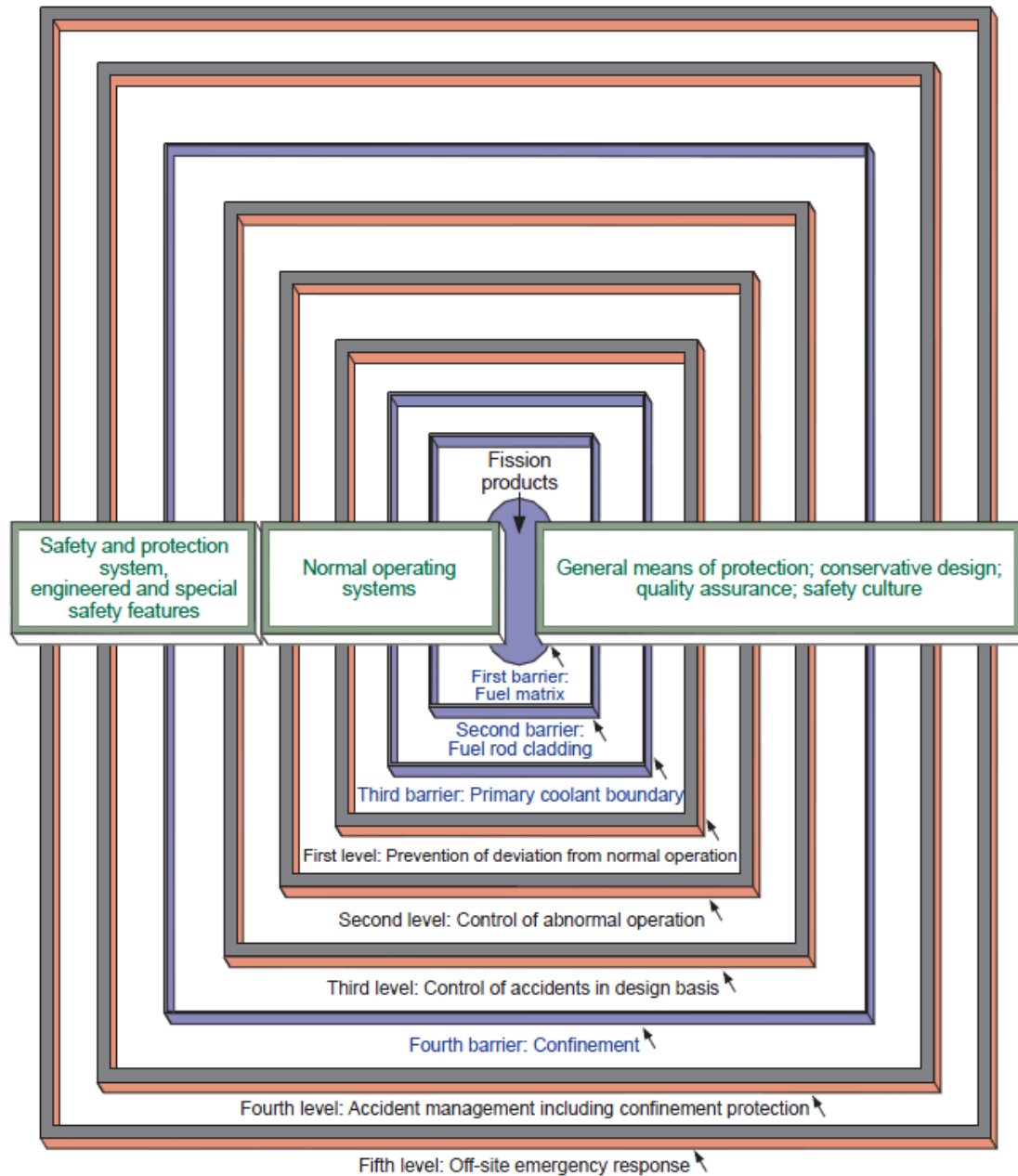


Ilustración 3: Relación entre barreras físicas y niveles de protección en la defensa en profundidad.
Fuente: (7)

En el marco de la defensa en profundidad se definen las llamadas funciones fundamentales de seguridad, cuyo cumplimiento evita el fallo de las barreras en caso de entrar en condiciones accidentales y/o mitiga las consecuencias en caso de fallo de las barreras. Para mantener un alto nivel de seguridad, estas funciones fundamentales de seguridad han de cumplirse en todo estado operacional de la central, durante y después de un accidente base de diseño y, hasta el

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

extremo practicable, durante y después de condiciones de planta más allá de las bases de diseño. Las funciones fundamentales de seguridad son:

1. Control de la reactividad
2. Extracción de calor del combustible
3. Confinamiento del material radiactivo

El cumplimiento de las funciones fundamentales de seguridad es esencial para la defensa en profundidad y es una medida de evaluación de la implementación de la defensa en profundidad en el diseño y la operación de centrales. Las disposiciones de defensa en profundidad implementadas en los diferentes niveles de defensa, es decir, estructuras, sistemas, y componentes para la seguridad, se hacen cargo de los posibles desafíos a las funciones de seguridad. Estas disposiciones incluyen características de seguridad intrínseca, márgenes de seguridad, redundancias y separación física, sistemas activos y pasivos, procedimientos, acciones de operador, medidas organizacionales y aspectos de cultura de seguridad.

La cultura de seguridad

El concepto de cultura de seguridad se resume en considerar que la seguridad es el ítem de máxima prioridad en la organización y la realización de cualquiera de las actividades relacionadas con una instalación nuclear. El compromiso de aplicar la cultura de seguridad en la gestión de instalaciones nucleares existe desde los inicios de la industria nuclear (5). No obstante, no se le dio la relevancia necesaria a la aplicación de la cultura de seguridad hasta que en el accidente de Chernobyl se demostró una flagrante falta de la misma. De hecho, el término cultura de seguridad fue introducido en el primer International Nuclear Safety Group (INSAG) de la OAEA, dedicado al análisis del accidente de Chernobyl.

Sin embargo, el consenso respecto a la definición del concepto no se alcanzó hasta el cuarto INSAG de la OIEA, 5 años después del accidente, dedicado a la propia cultura de seguridad. La definición del concepto de cultura de seguridad derivado del cuarto INSAG de la OIEA es la siguiente (4):

“La cultura de seguridad es el conjunto de características y comportamientos de organizaciones e individuos que establecen que, como prioridad fundamental, los asuntos relacionados con la seguridad de la central nuclear reciben una atención acorde a su importancia.”

La cultura de seguridad tiene dos principales componentes: el primero, las políticas organizacionales y de gestión que establecen su marco de aplicación, que son responsabilidad de la jerarquía de la gestión. El segundo es el comportamiento del personal, en todos los niveles, al responder a y beneficiarse del marco.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

La correcta aplicación y definición de la cultura de seguridad en una organización de cariz nuclear deriva del cumplimiento y realización de ciertos requisitos y prácticas en los diferentes niveles jerárquicos de la misma. Concretamente, para una buena cultura de seguridad se han de cumplir requisitos a nivel de política, de gestión, y de la respuesta de los individuos. Los requisitos a nivel de política y gestión definen el marco de la cultura de seguridad, mientras que los requisitos respecto a la respuesta de los individuos definen cómo se han de comportar éstos al respecto de este marco.

Requisitos a nivel de política

Los requisitos establecidos a alto nivel para el desarrollo de una actividad condicionan la manera en que las personas actúan en la realización de dicha actividad.

En el caso de la seguridad nuclear, el más alto nivel es el marco legislativo, en el cual se han de establecer las bases nacionales para la aplicación de la cultura de seguridad. A las organizaciones, incluyendo licenciatarios y organismos reguladores, se les aplica una consideración similar. Las políticas y normas fomentadas en el más alto nivel de la organización modelan el entorno de trabajo y condicionan el comportamiento individual. Las bases a aplicar en el establecimiento o adopción de políticas y normas para la implementación de una cultura de seguridad en una organización son:

- Realizar una declaración de política de seguridad en la cual las responsabilidades de la organización respecto a la seguridad queden definidas.
- Clarificar la responsabilidad en asuntos de seguridad estableciendo simples, pero sólidas, líneas de autoridad.
- Crear unidades internas e independientes de gestión cuya responsabilidad sea la supervisión de actividades relacionadas con la seguridad nuclear.
- Dedicar a la seguridad los recursos que sean necesarios.
- Tener y aplicar planes de revisión periódicos para aquellas actividades que contribuyan a la seguridad de la planta. Algunos ejemplos de estas actividades son: entrenamiento, revisión de experiencia operativa, control de cambios en el diseño, y otros.
- Comprometerse a nivel corporativo respecto a la seguridad. Demostrar y publicitar este compromiso para demostrar la voluntad de la organización de ser abierta en asuntos de seguridad.

Requisitos de gestión

La clave para instaurar una cultura de seguridad eficiente en los individuos se encuentra en que las prácticas, actitudes, y actividades que dan forma al entorno de trabajo acojan actitudes

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

propicias para la seguridad. Es responsabilidad de los gestores el implementar estas prácticas de acuerdo con los objetivos y políticas de seguridad de su organización. Aspectos importantes en la creación del entorno de trabajo son:

- Definir las responsabilidades individuales mediante líneas de autoridad únicas y simples.
- Garantizar que todo trabajo asociado a la seguridad se lleve a cabo de forma rigurosa.
- Garantizar que el personal está totalmente cualificado para llevar a cabo sus tareas. Esto incluye que los trabajadores entiendan la importancia de sus tareas y las consecuencias que pueden tener sus errores.
- Crear un sistema de reconocimientos que premie aquellas actitudes meritorias en materia de seguridad.
- Implementar prácticas de revisión y monitorización como, por ejemplo, revisiones periódicas de los programas de entrenamiento.
- Los gestores han de estar comprometidos respecto a la seguridad de tal manera que, mediante su actitud y su ejemplo, promuevan que el personal este continuamente motivado en dar lo mejor de sí.

Requisitos en la respuesta de los individuos

El principal requisito que ha de cumplir el personal es responder a y beneficiarse del marco de cultura de seguridad definido por los requisitos anteriores. La siguiente frase define la forma más efectiva de cumplir con este requisito (4):

“Una actitud inquisitiva, un acercamiento prudente y riguroso, y el uso de la comunicación resultarán en una gran contribución para la seguridad.”

Una actitud inquisitiva por parte del personal que ha de realizar una tarea relacionada con la seguridad hará que se planteen cuestiones del estilo: ¿Entiendo la tarea? ¿Conozco mis responsabilidades y como se relacionan con la seguridad? ¿Qué puede ir mal? Mediante una actitud inquisitiva el personal ha de ser capaz de identificar si realmente está preparado para realizar con seguridad la tarea que se le ha asignado.

Un acercamiento prudente y riguroso incluye: entender los procedimientos, cumplir con los procedimientos, estar alerta por si pasa algo inesperado, buscar ayuda si es necesario, o no tomar atajos. Todas estas prácticas harán que la realización de la tarea sea más segura.

Finalmente, el uso de la comunicación es esencial para la seguridad. La comunicación incluye: obtener información útil de otros, transmitir información a otros, informar y documentar los resultados del trabajo, sean rutinarios o inusuales, y sugerir nuevas iniciativas de seguridad.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En la Ilustración 4 puede verse un esquema de estos componentes esenciales de la cultura de seguridad:

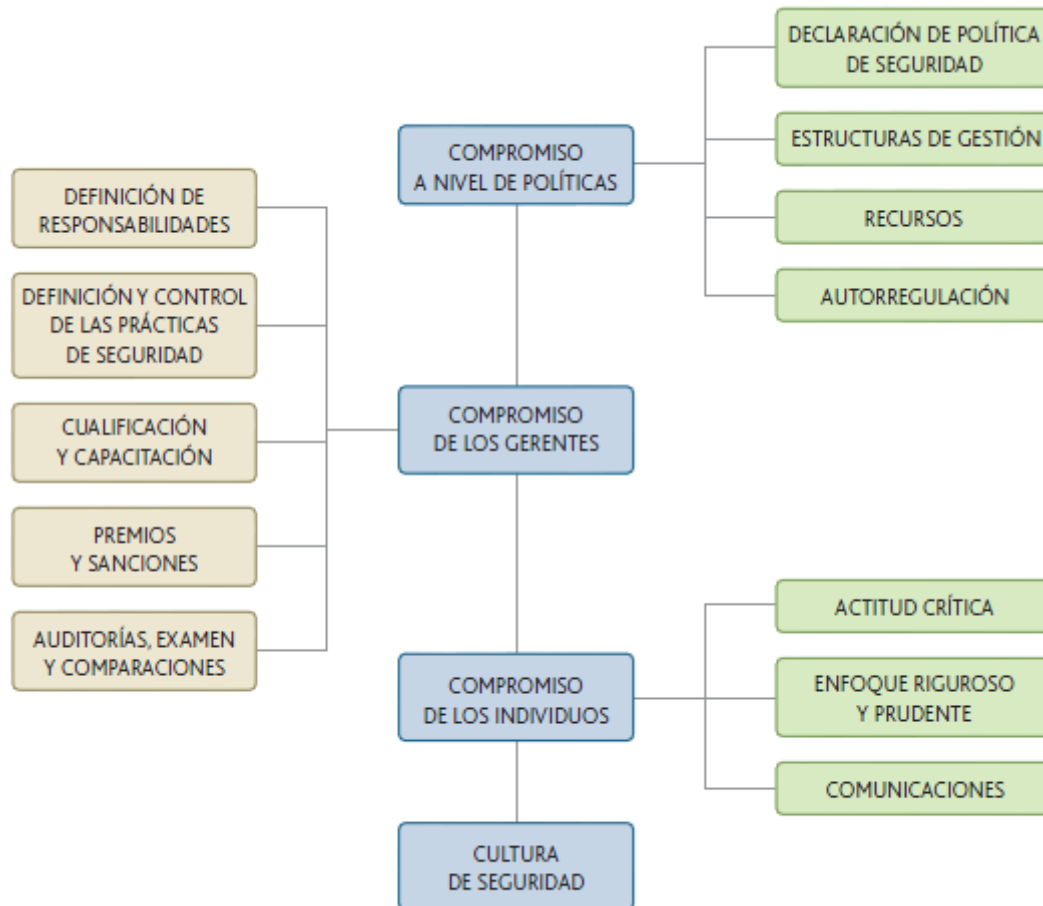


Ilustración 4: Esquema de los componentes esenciales de la cultura de seguridad. Fuente: (16)

6.1.2. Otros aspectos de la seguridad nuclear: experiencia operativa, análisis de seguridad, evaluaciones sobre la seguridad

Experiencia operativa

El seguimiento y el análisis de la experiencia operativa, tanto propia como ajena, es una de las fuentes de información y realimentación más importante para el aprendizaje y la mejora de la seguridad y de la fiabilidad de cada instalación nuclear. Es esencial recopilar y analizar, de forma sistemática, la información generada durante las distintas fases de la vida de una instalación, desde la construcción hasta la operación, el cese de explotación y el desmantelamiento. El titular debe analizar, no sólo lo ocurrido en la propia instalación, sino en todas las demás que pueda serle aplicable, con el objetivo de mantener y mejorar la seguridad de su instalación.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

El proceso de experiencia operativa, abarca las etapas siguientes: a) notificación y recogida de sucesos, b) análisis de los sucesos ocurridos en la propia planta o en otras, c) distribución y disseminación de las lecciones aprendidas de los sucesos, d) implantación de las acciones y lecciones aprendidas obtenidas, y e) evaluación de los resultados.

En España, por ejemplo, anualmente, cada titular debe presentar ante el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) un informe sobre experiencia operativa específico de cada planta, que responde al condicionado de cada autorización de explotación. Estos informes se incluyen dentro del proceso de supervisión de cada instalación y se utilizan como información básica para la realización de las inspecciones que, sobre experiencia operativa, realiza el CSN.

A nivel global, la NEA/OECD creó varios proyectos de intercambio de información para la experiencia operativa. A título de ejemplo:

- CODAP (*Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme*)

Se trata de un programa que recoge información sobre la degradación y los fallos pasivos de los componentes metálicos del sistema primario, los componentes internos de la vasija, los sistemas de proceso principales para la seguridad, así como sistemas de reserva y apoyo (es decir, aquello correspondiente al Código ASME Clase 1, 2 y 3, o equivalente), así como también sistemas no relacionados con la seguridad (No ASME), pero con un impacto operacional significativo;

El programa establece una base de conocimientos para la información general sobre los mecanismos de degradación de los componentes, tales como reglamentos, códigos y normas aplicables, bibliografía y referencias, programas de I + D y acciones proactivas, información sobre parámetros clave, modelos, así como información sobre mitigación, monitorización, vigilancia, diagnóstico, reparación y reemplazo;

Para todo ello, se elaboran informes temáticos sobre los mecanismos de degradación, en estrecha coordinación con el grupo de trabajo del CSNI (*Committee on the Safety of Nuclear Installations*) sobre la Integridad y el Envejecimiento de los Componentes y las Estructuras (WGIAGE, *Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures*). El objetivo del Comité CSNI es el de asesorar a los estados miembros en mantener y desarrollar el conocimiento técnico y científico necesario para la seguridad de instalaciones nucleares (17).

Análisis de seguridad

El primer principio fundamental de seguridad de la OIEA, responsabilidad sobre seguridad, detalla que es responsabilidad del licenciataria verificar que el diseño y la calidad de las instalaciones, las actividades, y el equipamiento asociado es adecuado para mantener un alto nivel de seguridad. En el marco de las centrales nucleares, esta tarea de verificación se realiza mediante la aplicación del llamado análisis de seguridad. Los objetivos generales del análisis de seguridad son:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Analizar la calidad y el nivel de protección de las disposiciones de seguridad.

Este objetivo incluye la evaluación de las bases de diseño, de la defensa en profundidad y de los posibles retos a los que se podría de enfrentar, y de la evolución y consecuencias en condiciones accidentales.

- Identificar las maneras en las que se podría incurrir en exposiciones a la radiación normales y potenciales.
- Determinar los niveles esperados de exposición normal, y las probabilidades y niveles de exposiciones potenciales.

El análisis de seguridad se desarrolla y se aplica, en primer término, en la etapa de diseño de la instalación, tal y como indica el requisito 42 sobre el diseño de las centrales nucleares de la OIEA (15). Del diseño en adelante, el análisis de seguridad se ha de actualizar periódicamente para incluir datos de experiencia operativa, cambios en el diseño, mejoras en el conocimiento sobre seguridad, mejoras en la propia aplicación de los análisis de seguridad, y otros. El análisis de seguridad se ha de aplicar durante todo el ciclo de vida de la central, y ha de cumplir con requisitos de actualización, algunos de ellos mencionados anteriormente, para que siempre represente la central en la forma en la que está construida.

El análisis de seguridad hace uso de dos métodos complementarios en la verificación de la seguridad de la planta: el método determinista, y el método probabilista.

Evaluación inicial y continuada de la seguridad

La evaluación inicial de la seguridad de una central nuclear constituye la esencia del régimen de autorizaciones para las centrales nucleares. Los análisis de seguridad y demás documentos preceptivos constituyen la base de la evaluación inicial, sin la cual no es posible el funcionamiento de la central nuclear.

Respecto la evaluación continuada de la seguridad, y en España en particular, el RINR (Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas) es el reglamento que define el régimen de autorizaciones al que están sujetas las centrales nucleares, pero no incluye requisitos específicos sobre la evaluación continuada de la seguridad, que se contempla a través de otros documentos preceptivos.

Las bases jurídicas de la evaluación continuada de la seguridad de las centrales nucleares en España se consolidaron en 2008 con la publicación por el CSN de la Instrucción IS-19 (18), sobre los Requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, aplicable a partir de enero de 2010, la cual define los requisitos para un sistema de gestión basado en el documento GS-R-3, *The Management System for Facilities and Activities* (OIEA 2006) (13).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

La Instrucción requiere la realización de *‘autoevaluaciones continuas, periódicas y puntuales de las actividades y procesos relacionados con la seguridad de la instalación, ...para analizar la ejecución de los trabajos y la mejora de la cultura de la seguridad’* (OIEA, 2006, sección 8.2). También requiere la realización sistemática, en nombre de la alta dirección, de *‘evaluaciones independientes, internas y externas, para evaluar la eficacia con que los procesos cumplen y logran las metas, las estrategias, los planes y los objetivos... e identificar oportunidades de mejora’* (OIEA, 2006, sección 8.3). Las evaluaciones externas, globales de todos los aspectos de la organización importantes para la seguridad o específicas sobre aspectos concretos, son *‘para contrastar el funcionamiento de la organización con las mejores prácticas nacionales e internacionales’* (OIEA, 2006, párrafo 8.3.4).

Evaluación externa independiente. El principio 3 sobre *Liderazgo y gestión en pro de la seguridad*, de los Principios fundamentales de seguridad del OIEA, reconoce la importancia de que la seguridad de la central nuclear sea sometida periódicamente a una revisión externa por pares homólogos formados por expertos independientes con preferencia internacionales. La propia industria nuclear ha creado dichas organizaciones:

- Asesoramientos y ayudas recibidos de INPO;
- Revisiones de la industria, WANO
- Revisiones del OIEA;

Evaluaciones internas independientes y autoevaluaciones. Las evaluaciones internas independientes y las autoevaluaciones constituyen la parte más novedosa de la Instrucción IS-19 (18). Cada una de las centrales nucleares españolas ha elaborado un Plan de Actuación para adecuar el sistema de gestión a los requisitos de la IS-19. El nuevo Sistema de Gestión Integrada establece el principio de mejora continua por lo que se establecen medidas para la vigilancia de la seguridad y la evaluación de los resultados obtenidos. Mediante estas actividades se identifican disconformidades y áreas de mejora. Para la realización de estas evaluaciones se establecen distintos mecanismos como: pruebas de vigilancia, supervisiones, autoevaluaciones y evaluaciones internas independientes.

En la Ilustración 5 puede verse un esquema piramidal del proceso de evaluaciones continuadas de la seguridad:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad



Ilustración 5: Pirámide del régimen de evaluaciones continuadas de la seguridad de las centrales nucleares, establecido por los titulares en cumplimiento de la Instrucción IS-19 del CSN. Fuente: (16)

6.2. Evolución histórica de la seguridad nuclear

Desde que en los años 50 se construyesen las primeras centrales nucleares de potencia, el concepto de seguridad nuclear ha vivido una gran evolución. Ya en los años previos de investigación de la tecnología nuclear se identificó el riesgo asociado a las radiaciones ionizantes, por lo que los primeros diseños de reactores ya incluían un nivel de seguridad excepcional en comparación con el de la industria más convencional. Desde un inicio, la seguridad nuclear se basó en la implantación de distintos niveles de barreras físicas entre el material radiactivo y el entorno en lo que se denomina defensa en profundidad.

A lo largo de los años, las lecciones aprendidas extraídas de la experiencia operativa y de los sucesos accidentales ocurridos, así como el avance en investigación y desarrollo tecnológico han permitido incrementar el nivel de seguridad con disposiciones que incluyen no solo barreras físicas más seguras (sistemas pasivos, redundancias o separaciones físicas) sino también medidas organizacionales, conceptos de factores humanos, márgenes de seguridad y procedimientos de operación. Estas mejoras se incluyen en los nuevos diseños de tecnología nuclear pero también, dentro de lo posible, en las centrales existentes a través de importantes modificaciones de diseño y nuevos programas de gestión y operación. Todas las organizaciones de la industria nuclear trabajan hoy en día bajo el compromiso de cultura de seguridad, concepto

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

que surgió con fuerza tras el accidente de Chernobyl y que se resume en considerar que la seguridad es la mayor prioridad.

En la Ilustración 6 puede verse un esquema de la cronología de la evolución de las distintas tecnologías de reactores, desde la generación I hasta la generación IV.

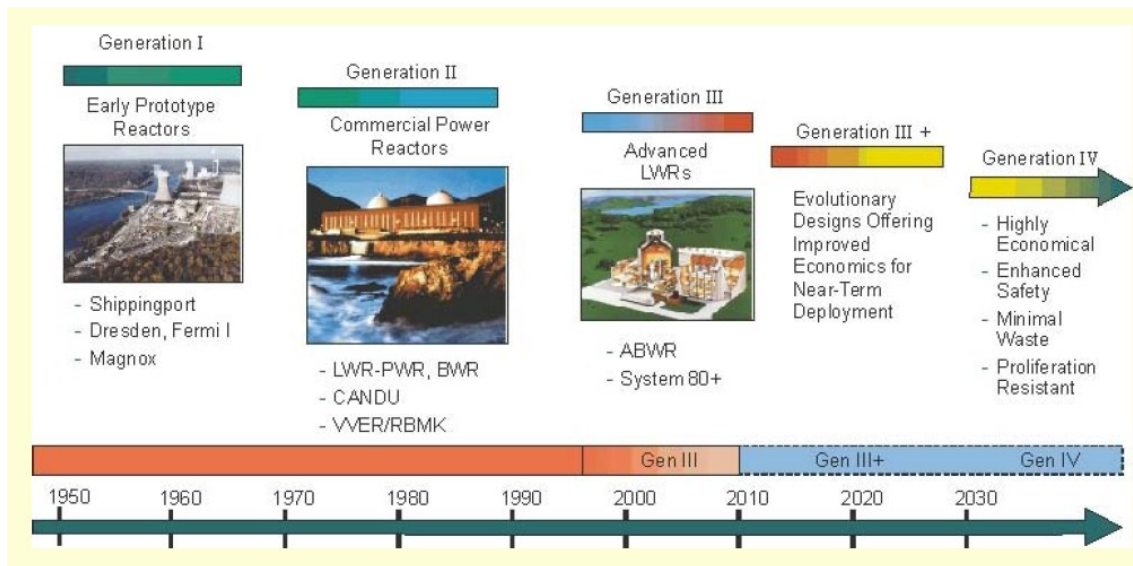


Ilustración 6: Cronología de la evolución de las generaciones de reactores nucleares

A continuación se presenta una evolución histórica de la seguridad nuclear, teniendo en consideración periodos temporales, así como los eventos más relevantes que marcaron puntos de inflexión en esa evolución histórica, relacionando cada periodo con las distintas generaciones de tecnologías de reactores identificados en la Ilustración 6. Buena parte de la cronología histórica ofrecida a continuación proviene de la siguiente fuente de la OIEA: (19).

Antes de 1957

Durante los primeros años de la tecnología nuclear, lo que se podría considerar como “prehistoria” de la seguridad nuclear, la seguridad nuclear no tenía una plena consideración como tal. Sí que existía el concepto de seguridad nuclear, y era visto como un aspecto importante, pero éste no era completamente autónomo ni tenía entidad propia, por lo menos no como la tendría posteriormente.

En 1952, en Estados Unidos, se llegó a la conclusión que la probabilidad de accidente en una central nuclear es distinta a 0, y que, por lo tanto, se debía incluir en las centrales nucleares sistemas de protección especial contra las consecuencias de accidentes severos.

Fue en el año 1953 cuando se anunció la primera central nuclear comercial, Shippingport. Esta contenía los 3 principales aspectos que dominarían la seguridad nuclear en los años venideros:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

la prevención de accidentes, la mitigación de consecuencias mediante una contención, y los planes de emergencia.

Los reactores construidos y operados en este periodo, así como en el siguiente periodo, son considerados los reactores pertenecientes a la Generación I (ver Ilustración 6).

1957-1967: La seguridad en el diseño

El aspecto dominante en la seguridad nuclear de este periodo fue el diseño. La gran mayoría de aspectos que todavía a día de hoy siguen siendo válidos, fueron establecidos en aquel periodo, e incluían, por ejemplo, las 3 funciones fundamentales de seguridad (Control de la reactividad, Extracción de calor del combustible, Confinamiento del material radiactivo).

El concepto de defensa en profundidad, con el requerimiento de redundancias para satisfacer el criterio de fallo simple, y de los eventos iniciadores postulados para proporcionar las bases de diseño para las salvaguardias tecnológicas, fue establecido. Aunque varios de los sucesos fueron introducidos a posteriori, algunos de los sucesos iniciadores, tales como sismos e inundaciones, fueron introducidos en aquel periodo.

También entraron en debate algunas cuestiones técnicas, como por ejemplo a integridad de la barrera a presión de la vasija, o el peligro de excursiones de reactividad. Se llevaron a cabo extensos estudios relacionados con estos aspectos.

Paralelamente, se realizaron importantes mejoras en el campo de los códigos y estándares aplicables, los análisis de stress y la inspección en servicio de las centrales.

1967-1979: La seguridad en la construcción

Durante este segundo periodo, desde 1967 hasta el evento de Three Mile Island, se puso énfasis en la seguridad durante la construcción. Puede parecer excesivo, ya que la mayoría de esfuerzos relacionados con la seguridad seguían estando centrados en el diseño, pero se introdujo un concepto importante: la garantía de calidad. Si no se ejecuta correctamente la construcción de una central nuclear, todas las provisiones sobre la seguridad previstas en el diseño pueden no cumplir con su función prevista.

Hoy en día, la garantía de calidad es un concepto bien establecido.

A partir de los años 70 fue cuando empezó la comercialización de la tecnología de reactores de segunda generación (ver Ilustración 6).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

También dentro de este periodo, se establecieron muchos de los cuerpos reguladores independientes: la NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) en Estados Unidos en 1974, el SCSIN (*Service central de sûreté des installations nucléaires*) en Francia, o el NII (*Nuclear Installations Inspectorate*) en el Reino Unido.

Adicionalmente, la seguridad en el diseño siguió avanzando considerablemente durante este periodo. Hubo varias discusiones sobre la posibilidad de fusión del núcleo del reactor.

Para los reactores de agua ligera (LWR), uno de los aspectos que más se estudió fue el de un accidente de pérdida de refrigerante del reactor (LOCA). Los esfuerzos se centraron en analizar grandes roturas de tubería, desafortunadamente, ya que fueron las pequeñas roturas o pequeñas fugas, las que terminaron provocando el evento de TMI-2 (y las que, de hecho, constituían caminos más probables para situaciones accidentales, tal y cómo demostraría el informe Rasmussen, WASH-1400, en 1975 (20)). La publicación del informe WASH-1400 fue otro de los hitos más importantes de este periodo, ya que puso de manifiesto el consenso general sobre los beneficios del uso de métodos probabilistas para la seguridad, como suplemento a los métodos deterministas empleados en el diseño.

También dentro de este periodo se consideró al fuego como un elemento importante para la seguridad, ya incluso una década antes del evento de Browns Ferry, en 1975. No obstante, fue después del fuego acontecido en la central de Browns Ferry, que se implantaron importantes cambios regulatorios en cuanto al tratamiento de la protección contra incendios (ver apartado 7.2.2.2).

Aun así, el problema de este periodo fue que la gran mayoría de atención seguía centrada en el diseño, y no se dio la suficiente importancia a la operación.

1979-1986: La seguridad en la operación

Este es el periodo que incorpora las lecciones aprendidas tras el evento de TMI-2 (ver apartado 7.2.2.1). Son muchos los aspectos de seguridad que jugaron un papel importante en el evento de TMI, incluyendo la importancia de procedimientos de operación adecuados, la necesidad de una formación y entrenamientos adecuados al personal de operación, la necesaria mejora de la interfaz hombre-máquina, la importancia de la realimentación de la experiencia operativa, la necesidad de planes de emergencia efectivos, o el peligro de actitudes incorrectas en varios de los niveles de la organización. Todos estos aspectos fueron incorporados como lecciones aprendidas, y son hoy en día pilares fundamentales de la seguridad nuclear. En aquél periodo, buena muestra de la integración de todos estos conceptos fue la creación del INPO.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

También fue durante este periodo, cuando se empezaron a utilizar con fuerza las metodologías probabilistas para los análisis de seguridad.

Fue este un periodo en el que la seguridad nuclear mejoró de forma muy notable, y el evento que marcaría el siguiente periodo (Chernobyl) no contradice necesariamente esta afirmación, si no que obligó a reformular las prácticas y la filosofía sobre seguridad, sobretudo en cuanto a la necesidad de cooperar internacionalmente en pos de la armonización en materia de seguridad.

1986-2011: La seguridad internacional

Aunque ya mucho antes del evento de Chernobyl, el concepto de cooperación internacional sobre la seguridad había sido tenido en consideración (mediante la propia OIEA, la NEA/OECD, o mediante acuerdos bilaterales o multilaterales), fue a partir del año 1986 cuando entró con fuerza el concepto de compartir internacionalmente las experiencias de los operadores de centrales nucleares, y el intercambio de información y de experiencias operativas entre operadores nucleares. Se creó la WANO (*World Association of Nuclear Operators*).

El intercambio de información a nivel internacional no fue tan sólo entre operadores, ya que el año 1999 se creó también la WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*), entidad que permitió agrupar a los cuerpos reguladores de la unión europea y de Suiza para iniciar una cooperación entre ellos, con los objetivos de desarrollar una aproximación común al concepto de seguridad nuclear, y para proporcionar una capacidad independiente de revisión y examen de la seguridad nuclear, en los países que dispongan o quieran disponer de esta energía.

Tanto la creación de la WANO como la creación de la WENRA, persiguieron el objetivo común de una armonización en cuanto a los estándares de seguridad nuclear, ya sea a nivel europeo o a nivel global.

También fue durante este periodo cuando se habló por primera vez, de manera explícita y con estos términos, de cultura de seguridad. Se realizaron numerosos esfuerzos para implantar este concepto (ver apartado 6.1 para su definición) a todos los niveles de la sociedad: desde los órganos gubernamentales legislativos, pasando por los cuerpos regulatorios estatales, hasta llegar a las organizaciones titulares de las instalaciones nucleares, y actuando en todos los niveles de éstas: gerentes, directivos, supervisores, operadores, etc.

La gran mayoría de reactores que operaron durante este periodo pertenecían a la generación II, aunque a finales de los años 90, se empezaron a construir los primeros reactores de generación III (ver Ilustración 6).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2011 y más allá: reevaluación de los conceptos de seguridad nuclear

El evento de Fukushima en Marzo de 2011 (ver apartado 7.2.5.1), tuvo importantes repercusiones a escala global sobre la seguridad nuclear en todos los ámbitos (que fueron evolucionando a lo largo de la historia, y que marcaron los periodos antes descritos):

- Seguridad en el diseño, a través de reevaluaciones de las bases de diseño y de los márgenes existentes para hacer frente a sucesos iniciadores. En especial, y a diferencia de los eventos que habían puesto en jaque la seguridad hasta el momento, se prestó especial atención a sucesos iniciadores de origen externo (e.g. tsunamis, inundaciones externas).
- Seguridad operacional, con medidas para hacer frente y para gestionar accidentes severos. Algunas de estas medidas son: la mejora de las guías de accidente severo (incluyendo equipos, procedimientos y entrenamiento), la creación de centros de emergencia, ligados a las centrales, con equipos portátiles para inyectar agua y utillaje suficiente para hacer frente a un accidente severo, y la creación de centros de emergencia generales, centralizados, para hacer frente a una emergencia en cualquiera de las centrales.

Las lecciones aprendidas del evento siguen incorporándose a día de hoy en las centrales existentes en operación, así como en los diseños de las nuevas centrales que se están construyendo o tienen prevista su construcción en un futuro próximo.

Los reactores que se han ido construyendo a lo largo de este último periodo, aún vigente a día de hoy, pertenecen a la Generación III y Generación III+ (ver Ilustración 6 y apartado 9.3).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

7. IDENTIFICACIÓN Y EVALUACIÓN DE EVENTOS RELEVANTES EN PLANTAS NUCLEARES DE POTENCIA

7.1. Determinación de los eventos a analizar

Tal y como se ha descrito en la metodología a seguir, en el apartado 5.2, el primer paso es identificar y definir el listado de eventos ocurridos en instalaciones nucleares cuyas causas y fallas en la barrera de protección se deberán analizar.

A nivel internacional, de acuerdo con lo establecido por la OIEA, los incidentes y accidentes nucleares se clasifican según la escala INES (Escala Internacional de Eventos Nucleares) en 7 niveles:

- Nivel 1 – Anomalía
- Nivel 2 – Incidente
- Nivel 3 – Incidente importante
- Nivel 4 – Accidente sin riesgo fuera del emplazamiento
- Nivel 5 – Accidente con riesgo fuera del emplazamiento
- Nivel 6 – Accidente importante
- Nivel 7 – Accidente grave



Ilustración 7: Escala INES (Escala Internacional de Eventos Nucleares)

Los distintos niveles, definidos en escala logarítmica, representan la gravedad del evento en base a sus consecuencias radiológicas sobre las personas y el medio ambiente y al comportamiento

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

de las barreras internas durante la evolución del evento. A lo largo de la historia de la tecnología nuclear de potencia, dos eventos se han clasificado en el nivel 7 de la escala: el de Chernobyl (1986) y el de Fukushima (2011). Ambos eventos se analizan más adelante en el informe.

Sin embargo, la gravedad del evento no va directamente ligada con el impacto que este haya podido tener en el funcionamiento de la industria nuclear. Existen accidentes como el de Three Mile Island (1979) que, pese a no haber tenido consecuencias catastróficas, marcaron un antes y un después en la operación de las centrales nucleares y en la consideración de los factores humanos.

Dado que el objetivo de este estudio es ver como la industria nuclear ha ido aprendiendo de los eventos ocurridos con el propósito de trabajar bajo el máximo nivel de seguridad, el listado de eventos nucleares a utilizar, se define en base a una serie de criterios concretos, que permitirán esta selección de eventos, a saber:

- Nivel de gravedad según la escala INES.
- Impacto de sus lecciones aprendidas.
- Distintas tecnologías de reactores (e.g. reactores de agua ligera “LWR”, Reactores de agua pesada “HWR”, Reactores refrigerados por gas y moderados por grafito “UNGG”, reactores refrigerados por agua y moderados por grafito “CANDU”, reactores de tecnología rusa “RBMK” y “VVER”).
- Sucesos iniciadores de los eventos de distinto origen (i.e. origen interno o bien origen externo).
- Aspectos no ligados a la tecnología del reactor intrínsecamente, si no relacionadas con la cultura de seguridad de las entidades (e.g. organismo regulador, legislador, operadores).
- Eventos no relacionados con la seguridad nuclear directamente, si no con la seguridad “industrial” (e.g. rotura de líneas de vapor con impactos importantes en los trabajadores).

Teniendo en consideración estos criterios, se incluye a continuación una tabla con la lista de eventos a considerar, indicando para cada uno de ellos su clasificación en la escala INES, así como la tecnología de reactor de cada uno de ellos.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evento	Año Evento	Clasificación INES	Tecnología de reactor	Clasificación por tecnología y cultura de operación
Chernobyl-4	1986	7	RBMK-1000 (Segunda generación)	Tecnología rusa (RBMK, VVER)
Greifswald-1	1975	3	VVER-230	
Kozloduy-5	2006	2	VVER-1000/V320	
Leningrad-1	1975	--*	RBMK-1000 (Primera generación)	
Three Mile Island-2	1979	5	LWR, PWR (B&W)	Tecnología occidental operada por occidente (LWR)
Browns Ferry-1	1975	--*	LWR, BWR (General Electric, MARK 1)	
Davis Besse	2002	3	LWR, PWR (B&W)	
Le Blayais	1999	2	LWR, PWR	
Vandellós II	2004	2	LWR, PWR (Westinghouse)	
Ascó I	2008	2	LWR, PWR (Westinghouse)	
Saint- Laurent-des- Eaux	1980	4	UNGG	Tecnología francesa (UNGG)
Vandellós I	1989	3	UNGG	
Pickering A- 2	1994	2	PHWR, CANDU 500A	Tecnología canadiense (PHWR)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evento	Año Evento	Clasificación INES	Tecnología de reactor	Clasificación por tecnología y cultura de operación
Fukushima	2011	7	LWR, BWR (General Electric, MARK 1)	Tecnología occidental operada por oriente (LWR)
Mihama-3	2004	1	LWR, PWR (Westinghouse)	

Tabla 7-1 Relación de eventos a analizar

(*Nota: dado que la escala de clasificación INES fue desarrollada por expertos de la OIEA a principios de los años 90, algunos de los eventos más antiguos no disponen de clasificación en dicha escala, o esta clasificación no es públicamente accesible).

Esta selección de eventos pretende cubrir los criterios mencionados anteriormente, proporcionando de esta manera un conjunto representativo de las distintas tecnologías de reactores que permiten extraer energía de la fisión nuclear de manera comercial para producir electricidad.

No obstante, es muy importante hacer notar que la gravedad y magnitud de cada uno de los eventos incluidos en el listado, es muy distinta.

Esto quiere decir que, si bien resulta de un notable interés poder conocer y estudiar de qué manera la industria nuclear ha hecho frente y ha actuado ante a todos estos eventos, analizando pormenorizadamente sus causas y extrayendo e implantando las lecciones aprendidas y las medidas necesarias sobre estas lecciones aprendidas, en cuanto al impacto sobre la población y el medio ambiente (e.g. en términos de salud, económicos, de contaminación del suelo y el agua, de confinamiento o evacuación de personas) que estos eventos han tenido, únicamente son destacables 2 de los 15 eventos seleccionados: Chernobyl y Fukushima.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

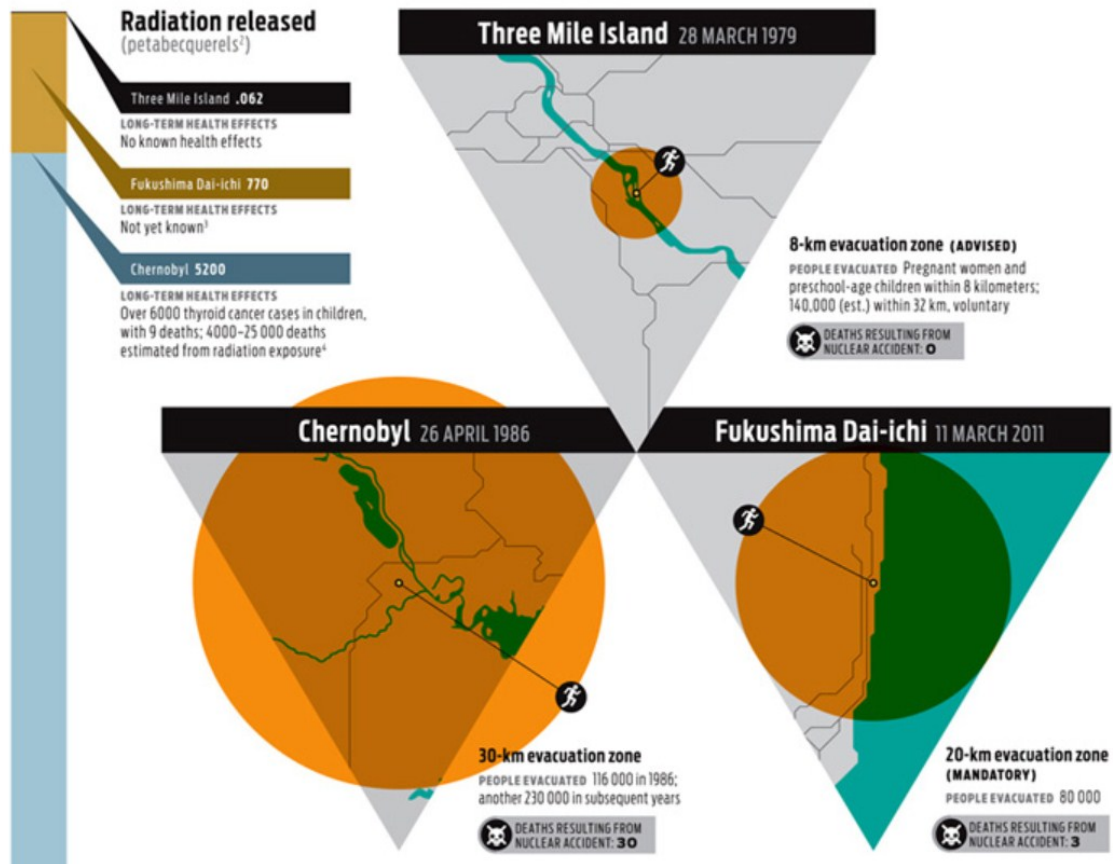


Ilustración 8: Comparación entre los 3 eventos más significativos respecto a su impacto social y radiológico. Fuente: (21)

Los 13 eventos restantes, no tuvieron ninguna repercusión significativa sobre las personas ni el medio ambiente, fuera de los límites del propio emplazamiento. En el transcurso del apartado 7.2, pueden encontrarse las referencias documentales y bibliográficas en las que se indica la repercusión e impacto de cada evento fuera del propio emplazamiento (en caso de existir ese impacto).

7.2. Descripción y análisis de eventos en plantas nucleares de potencia

7.2.1. Tecnología rusa (RBMK, VVER)

7.2.1.1. Evento de Chernobyl

Descripción de la planta y del evento

La central de Chernobyl tenía 4 unidades del tipo RBMK-1000, y dos unidades más estaban en construcción en el momento del accidente. Este tipo de reactor es de agua en ebullición, utiliza

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

uranio ligeramente enriquecido y se modera con grafito. La unidad número 4, pertenecía a la segunda generación de reactores RBMK.

Una mezcla de nitrógeno y helio circula entre los bloques de grafito que actúan como moderador para impedir la oxidación de éste. El núcleo tiene una altura de unos 7 metros y 12 metros de diámetro. Hay 4 bombas principales de circulación del refrigerante, una de las cuales está en "standby". La potencia eléctrica del reactor es 1000 MWe.

La característica más importante de este tipo de reactor es su "coeficiente positivo de huecos". Esto supone que a medida que la potencia aumenta, o si el flujo a través del reactor disminuye, se produce un aumento de burbujas de vapor entre los canales de combustible, y un aumento en el número de fisiones al haber más neutrones disponibles. No obstante, a medida que la potencia aumenta también lo hace la temperatura del combustible, y como el "coeficiente del combustible" es negativo, se produce una disminución de la reactividad y por consiguiente del aumento de potencia. El efecto neto de estas características opuestas depende de la potencia. A potencias altas predomina el segundo y por lo tanto, una excursión de potencia con aumento de la temperatura del combustible provocará, al ser el coeficiente del combustible negativo, una disminución de la potencia. Sin embargo, a potencias inferiores a un 20% predomina el primer coeficiente y cualquier aumento de potencia se verá potenciado por la formación de huecos. Esto tuvo una importancia fundamental en el desarrollo del accidente.

El 26 de abril de 1986 la unidad 4 de la central nuclear de Chernobyl sufrió un devastador accidente de excursión de potencia durante la realización de un experimento. El accidente provocó la liberación al medio ambiente de grandes cantidades de material radioactivo. El objetivo del experimento era demostrar que la potencia residual del rotor de inercia de la turbina se podía considerar como una fuente de alimentación auxiliar para las bombas del RCS (*Reactor Coolant System*) hasta el arranque de los generadores diésel en caso de disparo de turbina. El desarrollo del experimento incluía la toma de decisiones en contra de la seguridad, como, por ejemplo, la desactivación del sistema de emergencia de refrigeración del reactor, o la desactivación de las señales de bajo nivel y de presión. Problemas durante el transitorio del experimento llevaron a los operarios a tomar más acciones que vulneraban la seguridad, como la vulneración del margen de reactividad en operación para poder continuar con el experimento.

El cúmulo de acciones en contra de la seguridad dejó al reactor en un estado inestable y difícilmente gobernable en caso de perturbación positiva de la criticidad, hecho que acabó ocurriendo. Se produjeron dos explosiones a causa de la excursión de potencia. La primera, una explosión de vapor derivada de la desintegración del combustible y la rotura masiva de los ensamblajes de combustible, causó el desplazamiento del bloque de hormigón que rodeaba el reactor. La segunda, una explosión de hidrógeno causada por la oxidación del zircalloy y la entrada de aire, provocó un incendio y destruyó parte del edificio del reactor, dejando parte del

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

núcleo a la intemperie, pues los reactores RBMK no contaban con edificios de contención. Las consecuencias radiológicas del accidente fueron muy importantes. Alrededor de 30 personas murieron y 134 personas sufrieron problemas de salud severos por causas radiológicas, aunque ninguno de ellos era miembro del público. No obstante, los efectos en la salud del gran público se hicieron notar en un aumento sustancial de caso de cáncer de tiroides (22). Cabe destacar que unos cinco millones de personas de zonas ligeramente contaminadas recibieron una dosis media de 10 a 20 mSv.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del accidente, se identifican las siguientes causas:

- Previamente a la realización de la prueba se puso el sistema de refrigeración de emergencia (ECCS) inoperable. Esta acción es totalmente inapropiada ya que impidió posteriormente la entrada de refrigeración para el núcleo.
- Para la realización de la prueba el reactor se tenía que haber estabilizado a 1000 MWt, pero debido a un error operativo la potencia bajo a 30 MWt, donde el coeficiente positivo de huecos es dominante. Los operadores trataron de elevar la potencia, consiguiendo estabilizarla en 200 MWt.
- Aunque existía un requisito de seguridad que requería tener un mínimo de 30 barras de control, en el momento de realizarse la prueba únicamente estaban operables 8 barras de control. Esta situación implicaba que si había una excursión de potencia con las barras de control operables se tardaría al menos 20 segundos en parar el reactor. A pesar de esto, se decidió continuar con la prueba.
- Los operadores con objeto de mantener la presión de vapor redujeron el caudal de agua de refrigeración, y simultáneamente, las bombas que estaban siendo alimentadas por la inercia de la turbina proporcionaron menos caudal de refrigeración. Esta disminución del caudal de refrigeración provocó una situación inestable donde se produjo más vapor y un aumento muy rápido de la potencia debido al coeficiente positivo de huecos.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	La central carecía de los estándares de seguridad cuando se diseñó, e incluso incorporaba características inseguras en su diseño, tanto en cuanto a características físicas y termo-hidráulicas, así como deficiencias en el diseño del	(23)	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño del reactor

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	RCPS (<i>Reactor Coolant Protection System</i>), así como a la falta de un edificio de contención.		
2	Análisis de seguridad inadecuados, ya que no tenían en consideración las posibles consecuencias de operar un reactor con deficiencias inherentes en cuanto a características físicas y termo-hidráulicas.	(23)	Deficiencias en el diseño: Análisis de seguridad deficientes
3	Atención deficiente a revisiones de seguridad independientes.	(23)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en revisiones independientes
4	Los procedimientos de operación no reflejaban las posibles consecuencias de operar un reactor con las deficiencias de diseño del reactor RBMK-1000 de Chernobyl.	(23)	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de operación
5	El intercambio de información importante sobre la seguridad fue inadecuado y no efectivo, tanto entre operadores, como entre operadores y responsables del diseño. Además, las lecciones aprendidas de accidentes previos, como en Leningrado 1, condujeron a lo sumo a modificaciones de diseño o a mejoras en las prácticas de operación muy limitadas. Debido a la mencionada falta de comunicación y falta de intercambio de información, los operadores de Chernobyl no eran conscientes de la naturaleza y causas del accidente de Leningrado 1, el cual ya indicó que ciertos eventos excitados por realimentación local de reactividad podían dañar el reactor, o el accidente de Ignalina, en 1983, donde la posibilidad de inserción positiva de reactividad fue evidente. Estos eventos señalaron la existencia de problemas en el diseño del reactor, pero esta información importante no fue revisada adecuadamente, cuando fue distribuida a diseñadores, operadores y reguladores, su importancia no fue comprendida y fue esencialmente ignorada.	(23)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO
6	Respeto insuficiente por parte de los operadores para los requerimientos formales de los	(23)	Factor humano (cultura de

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	procedimientos de operación y pruebas (se llevó el reactor a un estado no autorizado).		seguridad): Fallos titular: Violaciones de procedimientos y reglas
7	Un régimen regulatorio que no era suficientemente efectivo, y que no fue capaz de oponerse a las presiones a favor de la producción. Las decisiones generales más importantes sobre las plantas, las tomaban los correspondientes ministerios, siendo por lo tanto órganos gubernamentales. La " <i>URSS State Committee for the Supervision of Nuclear Power Safety</i> ", fue creada tan sólo 3 años antes del accidente de Chernobyl, y no se trataba de un organismo independiente, ya que formaba parte de las mismas autoridades estatales responsables de la construcción de centrales nucleares y de la generación de electricidad.	(23)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del regulador Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del legislador
8	Una falta sobre cultura de seguridad a nivel general en materia nuclear, tanto a nivel nacional como a nivel local. Existía una clara prioridad de los aspectos económicos frente a los aspectos de seguridad.	(23)	Factor humano (cultura de seguridad):

Tabla 7-2: Causas-raíz del evento de Chernobyl

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	X
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	X
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	X
2.	Barreras Físicas	X
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	X
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	X
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	X
2.4	4ª barrera: Contención	X
3.	Funciones de Seguridad	X
3.1	Control de la reactividad	X
3.2	Extracción de calor del combustible	X
3.3	Confinamiento del material radiactivo	X

Tabla 7-3: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Chernobyl

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.2	Principios técnicos generales	X
1.2.1	Revisión por pares	X
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	X
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	X
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	X
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	X
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	X
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	X
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	X

Tabla 7-4: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Chernobyl

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por agencias internacionales

Medida Implantada	Fuente
El accidente de Chernobyl desencadenó acciones inmediatas, integrales y continuas de la comunidad internacional de Estados, así como de las organizaciones gubernamentales internacionales competentes. Como resultado de estas acciones, surgieron un número considerable de nuevos instrumentos internacionales, encaminados a eliminar o atenuar las deficiencias del régimen internacional en	(24)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>derecho nuclear, que se hizo evidente a raíz del accidente (todos ellos de carácter vinculante):</p> <ul style="list-style-type: none"> • 26 September 1986: adoption of the Convention on Early Notification of a Nuclear Accident; • 26 September 1986: adoption of the Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency; • 21 September 1988: adoption of the Joint Protocol Relating to the Application of the Vienna Convention and the Paris Convention; • 17 June 1994: adoption of the Convention on Nuclear Safety; Management and on the Safety of Radioactive Waste Management; • 12 September 1997: adoption of the Protocol to Amend the Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage; • 12 September 1997: adoption of the Convention on Supplementary Compensation for Nuclear Damage; • 12 February 2004: adoption of the Protocol to Amend the Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy of 29 July 1960, as Amended by the Additional Protocol of 28 January 1964 and by the Protocol of 16 November 1982; • 12 February 2004: adoption of the Protocol to Amend the Convention of 31 January 1963 Supplementary to the Paris Convention of 29 July 1960 on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy, as Amended by the Additional Protocol of 28 January 1964 and by the Protocol of 16 November 1982; • 8 July 2005: Adoption of the “Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material”. <p>Adicionalmente a estos acuerdos internacionales vinculantes, se crearon varios instrumentos internacionales no vinculantes, por ejemplo recomendaciones técnicas en el campo de la seguridad nuclear, protección radiológica y transporte, desarrollados por el INSAG de la OIEA. Dos ejemplos serían:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Código de Conducta sobre la seguridad en reactores de investigación. – Código de Conducta sobre la seguridad sobre fuentes radiactivas. <p>El accidente también implicó varios cambios y mejoras en la legislación nacional en materia nuclear. Los regímenes nacionales legales se volvieron más severos y</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>estrictos, con objeto de minimizar el riesgo nuclear y mejorar la prevención de los accidentes nucleares.</p> <p>Por último, el accidente hizo que la OIEA se volviera el centro del esfuerzo internacional para encargarse de los problemas surgidos a raíz del accidente.</p>	
<p>El compromiso de aplicar la cultura de seguridad en la gestión de instalaciones nucleares existe desde los inicios de la industria nuclear. No obstante, no se le dio la relevancia necesaria a la aplicación de la cultura de seguridad hasta que en el accidente de Chernobyl se demostró una flagrante falta de la misma. De hecho, el término cultura de seguridad fue introducido en el primer International Nuclear Safety Group (INSAG) de la OIEA, dedicado al análisis del accidente de Chernobyl, y fue a raíz del accidente que se vio la necesidad de la existencia de unos principios de seguridad comunes para todos los países y todos los tipos de tecnología.</p>	<p>(5)</p> <p>(7)</p>
<p>Chernobyl dejó claro que un evento en una planta, afectaba a todas las plantas y que la seguridad nuclear era asunto global. Como resultado directo del accidente de Chernobyl, los líderes de cada reactor nuclear comercial en el mundo dejaron de lado sus diferencias competitivas y regionales y se unieron en 1989 para crear la <i>World Association of Nuclear Operators (WANO)</i>. Su misión era y es: maximizar la seguridad y fiabilidad de las plantas nucleares de todo el mundo trabajando todos juntos para evaluar, comparar (nuevo concepto: <i>benchmarking</i>) y mejorar la gestión a través del apoyo mutuo, el intercambio de información y la emulación de las buenas practicas. El uso eficaz de la experiencia operativa, tanto interna como externa, para identificar puntos débiles fundamentales para, a continuación, determinar las acciones correctoras apropiadas, particulares de cada central que minimicen la probabilidad de ocurrencia y las consecuencias de sucesos similares.</p>	<p>(25)</p>
<p>Desde el accidente en el año 1986, se han ido implantando una cantidad considerable de cambios de diseño y de operación, por parte del operador y regulador ruso, para mejorar la seguridad de los reactores RBMK, eliminando así las causas que llevaron al accidente.</p> <p>Después de estas medidas implantas por los propios operadores/regulador, los cambios políticos ocurridos en los antiguos países del bloque soviético entre 1989 y 1991, especialmente la reunificación de Alemania, abrió el camino para una inspección más cercana por parte de Occidente de las plantas de diseño y</p>	<p>(27)</p> <p>(26)</p> <p>(28)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente																																																
<p>construcción soviéticas, así como a una nueva evaluación de sus riesgos en cuanto a la seguridad. Occidente trató de imponer mejoras en la seguridad de los reactores tipo RBMK, ya que carecían de las características de seguridad como por ejemplo el edificio de contención, y de plantas tipo VVER-440 / 230s, ya que mostraban algunas deficiencias de seguridad en sus sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.</p> <p>El programa cooperativo de la OIEA, determinó en 1998 (26), una consolidación de las bases técnicas para un incremento adicional de la seguridad de los reactores RBMK, ya que todavía existían ciertas deficiencias en cuanto a la seguridad, sobre todo en los reactores RBMK de primera generación. A continuación, se incluye una tabla con las áreas sobre las cuales se identificaron puntos de mejora (extraída de (27)):</p> <p style="text-align: center;">Number and Category of RBMK Safety Issues</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Topical area</th> <th rowspan="2">Number of safety issues identified</th> <th colspan="3">Number of safety issues in category</th> </tr> <tr> <th>High</th> <th>Medium</th> <th>Low</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Core design and core monitoring</td> <td>6</td> <td>5</td> <td>1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Instrumentation and control</td> <td>7</td> <td>2</td> <td>5</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pressure boundary integrity</td> <td>7</td> <td>4</td> <td>2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Accident analysis</td> <td>10</td> <td>3</td> <td>7</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Safety and support systems</td> <td>10</td> <td>4</td> <td>6</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Fire protection</td> <td>5</td> <td>1</td> <td>3</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Operational safety</td> <td>13*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>Total</td> <td>58</td> <td>19</td> <td>24</td> <td>2</td> </tr> </tbody> </table> <p>* Not ranked, but considered very important and improvements should be implemented in parallel with design modifications.</p> <p>High: Issues that reflect insufficient defense-in-depth and have a major impact on plant safety. Short-term actions have to be initiated to improve safety as applicable to each specific nuclear power plant until the issue is fully resolved.</p> <p>Medium: Issues that reflect insufficient defense-in-depth and have a significant impact on plant safety. Short-term actions might be necessary to improve safety as applicable to each nuclear power plant until the issue is fully resolved.</p> <p>Low: Issues that reflect insufficient defense-in-depth and have a small impact on plant safety. Actions are desirable to improve defense-in-depth, if applicable and effective from a cost-benefit point of view.</p> <p>También un informe de la “<i>Gesellschaft für Anlagenund Reaktorsicherheit</i>” en Alemania, concluyó que, aunque se habían implantado muchas mejoras en las</p>	Topical area	Number of safety issues identified	Number of safety issues in category			High	Medium	Low	Core design and core monitoring	6	5	1	0	Instrumentation and control	7	2	5	0	Pressure boundary integrity	7	4	2	1	Accident analysis	10	3	7	0	Safety and support systems	10	4	6	0	Fire protection	5	1	3	1	Operational safety	13*	—	—	—	Total	58	19	24	2	
Topical area			Number of safety issues identified	Number of safety issues in category																																													
	High	Medium		Low																																													
Core design and core monitoring	6	5	1	0																																													
Instrumentation and control	7	2	5	0																																													
Pressure boundary integrity	7	4	2	1																																													
Accident analysis	10	3	7	0																																													
Safety and support systems	10	4	6	0																																													
Fire protection	5	1	3	1																																													
Operational safety	13*	—	—	—																																													
Total	58	19	24	2																																													

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>centrales tipo RBMK, aún existía margen de mejora en varios aspectos relacionados con la seguridad de este tipo de plantas.</p> <p>Todo ello, da fe del proceso de continua vigilancia y mejora que las distintas organizaciones internacionales (OIEA) o estatales (GSR) llevan a cabo en el marco de la seguridad nuclear.</p>	

Identificación de las medidas implantadas por el operador/regulador ruso

Medida Implantada	Fuente
<p><u>Medidas técnicas</u> implantadas en reactores tipo RBMK:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reducir el coeficiente de reactividad positiva y el efecto de la reactividad de un vacío completo del reactor. - Aumentar la velocidad de SCRAM del núcleo (de 18 segundos a 12 segundos). - Introducción de nuevos códigos computaciones para el ORM (<i>Operating Reactivity Margin</i>), con indicaciones numéricas del ORM en sala de control. - Excluir la posibilidad de "bypasear" el sistema de protección de emergencia cuando el reactor está a potencia, a través de una condición límite de operación, así como a la introducción de un sistema de dos claves para la acción del bypass. - Evitar modos de operación que conduzcan a una reducción del margen de la Desviación de la Ebullición Nucleada (<i>Departure from Nucleate Boiling</i>, DNB, que es el punto a partir del cual la transferencia de calor de una varilla de combustible decrece de manera importante debido el efecto aislante de las burbujas de vapor formadas en la superficie de la varilla debido a un aumento de temperatura) para el refrigerante en el interior del reactor. - Reemplazo de las barras de control y seguridad por unas barras nuevas que tienen un diseño mejorado, el cual no permitiría la existencia de columnas de agua en el fondo y el cual dispone de secciones de absorción mayores. - Instalación en todos los reactores RBMK de un sistema llamado "Sistema de protección de emergencia de rápida actuación" (FAEP, "<i>Fast Acting Protection System</i>"). Este sistema incluye 24 barras adicionales de seguridad. 	<p>(23)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - Redundancias en varios trenes para los sistemas de seguridad. - Mejora de la eficiencia y disponibilidad de los sistemas de potencia auxiliares. - Mejora de la resistencia de las Estructuras y Componentes del reactor frente a sismos. - Mejora de la capacidad del sistema de “<i>Steam Dump</i>” para el espacio del reactor. - Realización de varios análisis de seguridad, para distintos escenarios accidentales. - Redacción de procedimientos para vigilancia del metal base, para impedir roturas de tuberías. Esto incluía equipos de monitorización, periodicidad de esta monitorización, así como el entrenamiento y formación necesarios para los operarios de mantenimiento. 	
<p><u>Medidas de operación implantadas en reactores tipo RBMK:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> - Actualización de las instrucciones y la documentación de operación, para tener en consideración las lecciones aprendidas del accidente, así como las medidas implantadas para mejorar la seguridad de las centrales RBMK. 	(23)
<p>A raíz del accidente de Chernobyl, se revisaron los estándares de seguridad soviéticos (OPB-88). La primera generación de reactores RBMK se construyó antes de la aparición de los nuevos estándares de diseño y construcción de centrales nucleares, introducidas en la Unión Soviética en 1982, y llamados “<i>OPB-82 General Safety Provisions</i>”. Aun así, el diseño del reactor de Chernobyl-4 no estaba en consonancia con los requerimientos del OPB-82.</p>	(23) (27)

Identificación de las medidas implantadas por el regulador americano (NRC)

Medida Implantada	Fuente
<p>Los reactores en los Estados Unidos y en occidente en general tienen diseños de plantas distintos, con márgenes de parada más amplios, un edificio de contención robusto que impide la liberación de material radiactivo al ambiente, y controles de operación que les confieren una protección contra la combinación de factores que condujeron al accidente en Chernobyl. Desde este punto de vista (y desde una</p>	(29)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>perspectiva occidental), el accidente de Chernobyl podría ser catalogado como perteneciente a una "organización completamente diferente".</p> <p>La respuesta a Chernobyl de la NRC incluyó tres fases principales, a saber:</p> <p>(1) determinar los hechos del accidente,</p> <p>(2) evaluar las implicaciones del accidente en cuanto a la regulación de las centrales nucleares comerciales de los Estados Unidos y</p> <p>(3) conducir estudios a largo plazo, que surjan a raíz de la evaluación.</p> <p>La NRC coordinó la fase de investigación junto con otros organismos gubernamentales de los Estados Unidos, y algunos grupos privados. La NRC publicó los resultados de este trabajo en enero de 1987, como NUREG-1250.</p> <p>La NRC publicó los resultados de la segunda fase en abril de 1989 como NUREG-1251, "Implicaciones del accidente en Chernobyl para la regulación de la seguridad de las centrales nucleares comerciales en los Estados Unidos".</p> <p>Las conclusiones del informe NUREG-1251 sobre el efecto del accidente sobre las regulaciones en seguridad de las centrales nucleares comerciales en Estados Unidos fueron, a título general:</p> <p>- No se requieren cambios inmediatos en las regulaciones de la NRC en cuanto al diseño o a la operación de las centrales nucleares comerciales.</p> <p>A título específico, se concluyó:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Controles administrativos sobre las operaciones en el reactor. En general, las disposiciones reglamentarias de las centrales nucleares de los Estados Unidos, si se aplican convenientemente, son adecuadas con respecto a los controles administrativos para asegurar que las operaciones del reactor se realicen dentro de un rango seguro dentro de las condiciones de funcionamiento. Estos controles abordan la adecuación y conformidad de los procedimientos, la aprobación de pruebas y otras operaciones no habituales, el "bypass" de sistemas de seguridad, la disponibilidad de las salvaguardias de ingeniería, las actitudes del personal hacia la seguridad, los sistemas de gestión y la gestión de accidentes. <p>Sin embargo, se deberían examinar los beneficios de las disposiciones adicionales siguientes:</p>	<p>(30)</p> <p>(31)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>1.1. Programas de gestión de accidentes, incluyendo la formación y el desarrollo de procedimientos para hacer frente a daños severos del núcleo y para gestionar adecuadamente la contención.</p> <p>1.2. La revisión de los controles administrativos para buscar formas de reforzar las revisiones técnicas y la aprobación de cambios, pruebas y experimentos.</p> <p>1.3. La revisión del estado de los sistemas de seguridad y la disponibilidad de las salvaguardias de ingeniería para posibles mejoras.</p> <p>1.4. La revisión de los actuales requisitos de pruebas de la NRC para equilibrar los beneficios frente a los riesgos.</p> <p>1.5. Medidas que puedan aumentar la garantía de que las infracciones de los procedimientos que podrían ser causa de un accidente o una situación de emergencia, o comprometer los márgenes de seguridad, no ocurran.</p> <p>2. Accidentes de reactividad.</p> <p>3. Accidentes a baja potencia y en parada.</p> <p>4. Protección de múltiples unidades (las nuevas plantas multiunidades no deberían compartir sistemas requeridos para llevar a parada cada una de las unidades, a no ser que sean diseñados para incrementar el nivel de seguridad global).</p> <p>5. Fuegos. Se debe comprobar que las provisiones para hacer frente a la extinción de incendios en condiciones de niveles elevados de radiación son adecuadas.</p> <p>6. Contención. La NRC ya estaba llevando a cabo políticas de accidentes severos. Dentro de estas políticas, se estaba investigando las vulnerabilidades de la contención. Dentro de este estudio, se deberá tener en consideración el accidente de Chernobyl.</p> <p>7. Planes de emergencia.</p> <p>8. Fenomenología de accidentes severos.</p> <p>9. Reactores moderados por grafito.</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Chernobyl, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Debe haber sistemas de seguridad intrínsecamente seguros capaces de hacer frente a ciertos transitorios sin la actuación del operador. El diseño del reactor de Chernobyl tenía características de seguridad intrínsecamente inseguras. Además, quedó claro que la contención es una estructura clave para impedir la liberación de productos de fisión al exterior.
- Deben existir análisis de seguridad profundos y extensos, para contemplar todo el espectro de posibilidades, y estos deben contar con revisiones técnicas independientes.

La industria nuclear occidental, no obstante, ya había llegado a estas importantes conclusiones en la primera etapa del desarrollo de centrales nucleares.

- Los procedimientos de operación deben reflejar las posibles consecuencias de operar un reactor con las deficiencias de diseño del reactor RBMK-1000 de Chernobyl.
- El organismo regulador debe ser completamente efectivo e independiente, y priorizar siempre la seguridad frente a la producción.
- La cultura de seguridad debe estar siempre presente a nivel general en materia nuclear, tanto a nivel nacional como a nivel local. Tanto al nivel legislativo, nivel regulatorio, nivel de los titulares, incluyendo a supervisores y operadores propiamente. Se debe priorizar siempre la seguridad frente a la producción. El antiguo régimen presente en la unión soviética carecía completamente de cultura de seguridad. Los operadores no deben vulnerar los procedimientos de operación.

En la primera reunión del *International Nuclear Safety Group* (INSAG), en agosto de 1986, se definió como falta de cultura de seguridad el hecho de que los operarios actuasen contra la seguridad. La introducción de este nuevo concepto (“Cultura de seguridad”), sobre el cual se obtuvo consenso en 1991 en la reunión INSAG-4 (4), y la importancia que se le dio y se le da hoy en día en el mantenimiento de un alto nivel de seguridad, es otra de las grandes consecuencias del accidente de Chernobyl.

- Debe tenerse en consideración los potenciales eventos precursores que, aún sin ser especialmente dañinos en sí mismos, sí apuntan a condiciones que podrían haber llevado a eventos mucho peores. Esto ya había sido aprendido en el evento de TMI en

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

1979 (con la subsiguiente creación del INPO), pero no en la antigua unión soviética. Como consecuencia, se creó la WANO.

- Una lección importante también fue que, a raíz de este evento, se vio que los accidentes en reactores nucleares pueden tener un impacto al medio ambiente y las personas a escala regional, no solo local, así como un impacto global en los planes para la expansión del uso de la energía nuclear.

De todos los eventos analizados en el presente documento (y de la historia del uso civil de la energía nuclear), el de Chernobyl fue el que tuvo un impacto más importante sobre las personas y el medio ambiente, y en el que se liberaron cantidades de productos de fisión más significativas al medio ambiente. Para mayor detalle sobre el impacto radiológico del evento, ver el informe de la UNSCEAR (*United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*) (22).

7.2.1.2. Evento de Greifswald

Descripción de la planta y del evento

La central de Greifswald fue una planta de diseño soviético situada en la costa báltica, en la antigua Alemania Oriental. En el emplazamiento había cinco reactores VVER-440 de los cuales cuatro, unidades 1 a 4, eran del tipo V-230 (de primera generación). Las cinco unidades están actualmente permanentemente cerradas y en proceso de desmantelamiento. La Unidad 1 comenzó su operación en diciembre de 1973, y se cerró en el año 1990.

De acuerdo al documento NUREG/CR-6738 (32), el 7 de diciembre de 1975 a las 11:08 se declaró un incendio en un cable cerca de un transformador de 6kV de la unidad 1. La causa del incendio fue debido a "una alta corriente de cortocircuito que fluyó durante varios minutos después de un error de conmutación de un electricista, y al subsiguiente fallo del interruptor automático". El incendio duró durante aproximadamente 92 minutos, destruyendo un gran número de cables eléctricos.

El incendio causó prácticamente un Station Black-Out (SBO) en la central. El incendio causó una pérdida de energía en las bombas de refrigerante principales de las seis unidades, y tampoco había ninguna bomba alimentada por vapor disponible. Por lo tanto, la planta dependía de la circulación natural y del alivio de vapor a través de válvulas de seguridad en el lado secundario del generador de vapor para el enfriamiento del núcleo del reactor. Después de varias horas (al menos cinco horas) en este modo de enfriamiento, se agotó el inventario de agua del lado secundario, y la temperatura y presión del reactor empezaron a aumentar. Esto condujo a la apertura automática de las válvulas de seguridad del presionador. Las válvulas no cerraron correctamente, y el refrigerante del reactor siguió fugando (por lo tanto, fue un accidente de

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

pérdida de refrigerante del reactor). Como resultado, la presión del reactor disminuyó y finalmente alcanzó la presión de la bomba de inyección a baja presión. Esto permitió a los operadores suministrar agua al reactor, activando las bombas de refrigeración de emergencia de baja presión.

El enfriamiento del secundario se restableció conectando un cable de alimentación de repuesto a una fuente alternativa (de la Unidad 2) directamente a una bomba de agua de alimentación auxiliar.

Los informes disponibles, indican que el núcleo no sufrió ningún daño y que, aunque se produjo un aumento en la descarga de material radiactivo a la atmósfera, ésta estaba por debajo de los límites establecidos.

En este incidente, la seguridad de la planta se vio significativamente afectada. Parece evidente que durante algún tiempo se perdieron todos los medios activos de enfriamiento del núcleo del reactor, y que se necesitaron acciones de recuperación manuales que no estaban establecidas en los procedimientos.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Una válvula de alivio del presionador (PORV) falló al cierre, quedando abierta. Fue un evento independiente del fuego (32).
- El fuego se originó debido a error de conmutación de un electricista, y al subsiguiente fallo del interruptor automático (32).

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	La falta de un tren redundante de cables fue el principal factor que contribuyó a la gravedad del impacto que tuvo el incendio en las operaciones de la planta.	(32) (33)	Deficiencias en el diseño: Falta redundancias, independencia, separación física
2	Falta de separación espacial de los sistemas relacionados con la seguridad.	(33)	
3	Controles de calidad insuficientes	(33)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos

Tabla 7-5: Causas-raíz del evento de Greifswald

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

			titular: Controles de calidad insuficientes
4	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos operadores Factor humano (cultura de seguridad): Falta de experiencia	(33) (34)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Errores Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Falta de experiencia operadores

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Tabla 7-6: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Greifswald

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	X
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-7: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Greifswald

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por agencias internacionales

Medida Implantada (OIEA)	Fuente
Los cambios políticos ocurridos en los antiguos países del bloque soviético entre 1989 y 1991, especialmente la reunificación de Alemania, abrieron el camino para una inspección más cercana por parte de Occidente de las plantas de diseño y construcción soviéticas, así como a una nueva evaluación de sus riesgos en cuanto a la seguridad. Occidente trató de imponer mejoras en la seguridad de los reactores tipo RBMK, ya que carecían de las características de seguridad como por ejemplo el edificio de contención, y de plantas tipo VVER-440 / 230s, ya que mostraban	(37), (35), (25), (36), (26)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (OIEA)	Fuente
<p>algunas deficiencias de seguridad en sus sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.</p> <p>Además, los reactores VVER-440/230 fueron diseñados en los años 60, antes de que se publicara la primera regulación rusa sobre seguridad nuclear (OPB-73).</p> <p>Según concluyó un estudio de la OIEA, que se inició el año 1990 (35), y terminó en 1998, aunque en general el diseño básico de estas centrales era conservador (mostrando así evidencia de la prioridad que se dio para la producción en estas centrales), comparando con las prácticas en el caso de otras centrales de tipo PWR, las bases de diseño (rotura del circuito primario de 32 mm de diámetro equivalente), eran muy limitadas. Por ejemplo, el grado de redundancia, diversidad, y separación, era bajo en algunos sistemas asociados al reactor, haciéndolos, por lo tanto, más susceptibles a fallos por causa común. Para algunos sistemas y determinadas situaciones, la disponibilidad de estos sistemas se dejaba básicamente en manos del operador, aumentando la posibilidad de error humano.</p> <p>Las acciones que dicho estudio de la OIEA determinó que se debían llevar a cabo para resolver los problemas de seguridad en reactores VVER-440/230, fueron, de forma resumida (según (26)), actuaciones sobre:</p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>Integridad de la barrera a presión del primario</u> (tercera barrera física), y en particular: <ul style="list-style-type: none"> o Vasija, debido al fenómeno de fragilización neutrónica. o Tubería del circuito primario: importancia del concepto <i>Leak Before Break</i> (LBB) y de la inspección en servicio. - <u>Integridad de la contención</u> (cuarta barrera) - <u>Sistemas de seguridad</u>: <ul style="list-style-type: none"> o Estaban diseñados para un LOCA pequeño. o No estaban suficientemente bien protegidos de sucesos externos e internos. Había poca redundancia, tal y como quedó demostrado en los sucesos de Greifswald (1975) y Armenia (1982). o La fiabilidad de los sistemas de Instrumentación y Control era muy limitada. No había suficiente redundancia, separación física e independencia. 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (OIEA)	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - <u>Análisis de accidentes insuficientes.</u> <ul style="list-style-type: none"> o No había revisiones por pares independientes. o Consecuencias radiológicas. - <u>Protección contra incendios.</u> <ul style="list-style-type: none"> o Falta de puertas PCI adecuadas. o Trenes de cables redundantes discurrían demasiado cerca unos de otros. o Falta de penetraciones calificadas. o Falta de segregación de cables en el recinto de cableado. - <u>Gestión</u> <ul style="list-style-type: none"> o Desarrollo e involucración de la organización. o Cultura de seguridad. o Realimentación de la EO. o Garantía de calidad. - <u>Procedimientos de operación</u> <ul style="list-style-type: none"> o Programa de procedimientos o Procedimientos de operación en emergencia. o Condiciones Límite de operación. <p>Según indica un documento de la WANO (25), la central de Greifswald era particularmente preocupante, ya que tenía "deficiencias en la tecnología de seguridad, en casi todas las áreas investigadas". Un experto nuclear de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico (OECD), con sede en París, indicó que las unidades de Greifswald "<i>están muy lejos de nuestras propias regulaciones y requisitos</i>".</p> <p>Las cinco unidades VVER de Greifswald, en la antigua República Democrática Alemana, se cerraron permanentemente después de la reunificación de Alemania, debido a los altos costes asociados con la actualización necesaria para adaptarse a los estándares requeridos (sobre todo respecto a la función de la contención, según</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (OIEA)	Fuente
(36)), así como a incertidumbres técnico-políticas. El gobierno decidió su cierre permanente (36).	

Identificación de las medidas implantadas por los reguladores de Bulgaria, Checoslovaquia, la República Federal Alemana, y la URSS

Medida Implantada (Reguladores)	Fuente
<p>No existen excesivas evidencias de que el evento acaecido en Greifswald en 1975 conllevara importantes medidas para impedir que eventos de estas características tuvieran lugar en un futuro. La única referencia que indica que hubo ciertas actuaciones, es el documento de la OIEA "IAEA-TECDOC-1421" (34), el cual indica, en la tabla V, que se implementó un sistema de fusibles alternativos, y que se debería interponer una separación física para cables redundantes, así como instalar un sistema de extracción de humos en el edificio de turbina.</p> <p>Ello da fe de la opacidad, y de la falta de cultura de seguridad en los reactores operados bajo el antiguo régimen de la Unión Soviética.</p> <p>De hecho, no fue hasta el año 1982 (7 años después del evento en Greifswald), cuando hubo un suceso de incendio en la central nuclear de Armenia (Unidad 1, reactor de tipo VVER-440, V-270) similar al ocurrido en Greifswald, cuando se diseñó e implementó una solución para hacer frente a eventos de estas características (medidas extraídas de (38)).</p> <ul style="list-style-type: none"> - Se instaló un panel de control para parada adicional. - Se instaló una red de cables de alimentación para emergencias adicional, que podían alimentar a los equipos relacionados con la seguridad de 6 kV y 0,4 kV. - Se revisaron las normas para el diseño del suministro eléctrico de emergencia, que debía incluir el principio de la independencia de canales, i.e. la separación física y funcional de los cables. 	<p>(34), (35)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (Reguladores)	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - Se reemplazaron los cables destruidos por cables de más capacidad (sobredimensionados). - Así como otras mejoras en temas de PCI. <p>La central de Armenia volvió a operar en septiembre de 1983. Sin embargo, la unidad 1 cerró permanentemente en 1989. La unidad 2 estuvo parada desde 1989 hasta 1995, momento en el que se conectó a la red nuevamente, bajo un seguimiento por parte de la OIEA. La unidad 2 sigue operando a día de hoy (reactor tipo VVER-440).</p> <p>En el año 1989, los organismos reguladores de Bulgaria, Checoslovaquia, la República Federal Alemana, y la URSS, llevaron a cabo un estudio sobre los "Requerimientos mínimos para la actualización y la operación segura de las centrales VVER-440/230". Este estudio concluyó que había 16 requerimientos necesarios a implantar, ya que <i>"el nivel de seguridad de los reactores VVER-440 era insuficiente comparado con los estándares modernos de seguridad, y se deben tomar medidas para incrementar ese nivel"</i> (36).</p> <p>Dicho estudio se empleó como dato de partida por la misión de la OIEA en el año 1991, para realizar una revisión del diseño conceptual de las plantas VVER-440/230 (mencionado anteriormente).</p>	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Greifswald, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Deben existir redundancias en los trenes de cables, siendo éste el principal factor que contribuyó a la gravedad del impacto que tuvo el incendio en las operaciones de la planta.
- Debe existir separación espacial de los sistemas relacionados con la seguridad.
- Deben existir los suficientes controles de calidad en las operaciones de mantenimiento.
- La cultura de seguridad debe estar siempre presente a nivel general en materia nuclear, tanto a nivel nacional como a nivel local. Tanto al nivel legislativo, nivel regulatorio, nivel de los titulares, incluyendo a supervisores y operadores propiamente. Se debe priorizar

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

siempre la seguridad frente a la producción. El antiguo régimen presente en la unión soviética carecía completamente de cultura de seguridad.

En este evento, el núcleo no sufrió ningún daño y, aunque se produjo un aumento en la descarga de material radiactivo a la atmósfera, ésta estaba por debajo de los límites establecidos. El evento no tuvo, por lo tanto, impacto radiológico sobre la población o el medio ambiente significativo fuera de los límites del emplazamiento.

Dado que el evento tuvo lugar bajo el régimen de la antigua unión soviética, no fue hasta los años 1989- 1991, a raíz de los cambios políticos ocurridos en los antiguos países del bloque soviético, que se permitió una inspección más cercana por parte de occidente de estas plantas RBMK/VVER.

7.2.1.3. *Evento de Kozloduy*

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear de Kozloduy-5 es una central de tecnología VVER-1000 situada en Bulgaria, y fue construida en 1987. La unidad 6 es también de tecnología VVER-1000, y fue construida en 1991. En el emplazamiento, hubo 4 reactores más operando (unidades 1 a 4), de tecnología VVER-440/230 en este caso, pero a día de hoy están todos ellos permanentemente parados; las unidades 1-2 detuvieron su operación en 2002, y las unidades 3-4 en 2006, a raíz del ingreso de Bulgaria en la Unión Europea.

En julio de 2005, durante la parada anual, hubo una modificación de diseño, mediante la cual se instalaron unos nuevos mecanismos de accionamiento de las barras de control en la unidad 5 de Kozloduy, como parte de un programa de modernización de la planta. La unidad se reinició al principio de septiembre de 2005 y estuvo operando a plena potencia. No obstante, el 1 de marzo de 2006, una de las bombas de refrigeración principal se detuvo debido a problemas eléctricos, provocando el disparo del reactor. En este disparo, resultó que tres de las barras de control no descendieron. Las pruebas realizadas a posteriori identificaron que 22, de un total de 61 barras de control, no pudieron caer por gravedad, permaneciendo atascadas en la parte superior de los mecanismos de accionamiento de las barras de control.

De acuerdo a las especificaciones técnicas, se detuvo al reactor y se llevó a condición subcrítica con la introducción de ácido bórico disuelto, según un documento de la Agencia Regulatoria Nuclear de Bulgaria (NRA) (39).

Los nuevos mecanismos de accionamiento estuvieron operando unos 7 meses hasta que sucedió el evento.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

La Agencia Regulatoria Nuclear autorizó el arranque de la unidad el día 9 de mayo.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Creación de un enlace metálico entre las superficies en movimiento (barra de control) y las superficies estáticas (electroimanes), debido a una deficiencia en el diseño que consideró un tipo de acero no adecuado para la función y las condiciones (temperatura, presión y tiempo) en las que debe operar el mecanismo de accionamiento de las barras de control, según indica la Agencia Regulatoria Nuclear de Bulgaria (39).

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	La modificación de diseño tenía errores en el diseño.	(39)	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño de una modificación de diseño
2	Fallos de causa común	(39)	
3	Insuficiencias procedimentales	(39)	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de operación

Tabla 7-8: Causas-raíz del evento de Kozloduy

Adicionalmente, hubo una falta de respeto y rigor por parte del director del operador respecto al evento en cuestión, el cual fue, de hecho, destituido, mostrando una falta en la cultura de seguridad por parte de los gestores del operador de la planta.

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-9: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Kozloduy

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	X
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-10: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Kozloduy

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el Regulador

Medida Implantada (NRA, Nuclear Regulatory Agency)	Fuente
Según se requiere a nivel legislativo, la Agencia Reguladora Nuclear fue informada inmediatamente sobre el suceso, a resultas de lo cual se envió una comisión de investigación a la planta para investigar y recopilar información adicional sobre el suceso. En el proceso de determinación de las causas-raíz, participaron expertos de la propia planta, el fabricante de los nuevos mecanismos “Gidopress”, así como el Instituto de Ciencias de los Metales “BAS”. Se realizaron una serie de experimentos	(39)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRA, Nuclear Regulatory Agency)	Fuente
<p>y análisis, incluyendo el corte de 3 barras de control para la extracción de muestras de los electroimanes, para poder así llevar a cabo pruebas con ellos.</p> <p>Adicionalmente, la NRA creó una comisión considerando también la opinión de expertos externos de la Universidad Técnica de Bulgaria, de la Academia de Ciencias de Bulgaria, así como de expertos de la OIEA, a resultas de la cual se determinó la causa-raíz, así como las medidas a implantar. Se realizaron también análisis termo-hidráulicos y neutrónicos para el evento de fallos en algunas barras de control.</p> <p>Los análisis de seguridad, incluidos en el Estudio de Seguridad de la planta, así como los resultados de la comisión de expertos externos, demostraron que durante el evento, el sistema de protección del reactor fue capaz de parar el reactor de manera segura por sí mismo, y que la función del “control de reactividad” fue adecuada para actuar contra los accidentes base de diseño esperados y posibles.</p> <p>Las medidas que se adoptaron, fueron:</p> <ul style="list-style-type: none"> - La NRA indicó que se introdujera un nuevo procedimiento de vigilancia para el control de la aplicación de la función de seguridad de las barras de control del tipo ШЕМ-3. - Realización de un tratamiento adicional de las superficies de contacto de los polos de las barras de control, para aumentar su microdureza, - Introducción de un calendario de pruebas, para realizar movimientos periódicos de las barras de control: cada día durante la primera semana después del arranque, y una vez por semana hasta la parada por recarga. 	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Kozloduy, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Los diseños de las modificaciones de diseño deben ser revisados adecuadamente para asegurar su correcto funcionamiento una vez implantados.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

No obstante, este evento no provocó la liberación de sustancias radiactivas al medio ambiente, y no tuvo por lo tanto ningún impacto sobre la población o el medio ambiente.

Adicionalmente, la central de Kozloduy fue un ejemplo de una central nuclear operada bajo el régimen de la antigua unión soviética, en el cual el secretismo, la falta de transferencia de experiencias operativas y conocimiento, y la falta de cultura de seguridad en general condujeron la central a una situación muy poco segura, según se pudo apreciar a partir de los años 1989-1991, con los cambios políticos acontecidos en la antigua unión soviética y la apertura de estas centrales a organismos occidentales (25).

7.2.1.4. *Evento de Leningrado*

Descripción de la planta y del evento

Según relata el documento INSAG-7 de la OIEA (23), mediante el decreto de 29 de septiembre de 1966, el Consejo de Ministros de la URSS aprobó la construcción de la planta de Leningrado, la primera en la serie de plantas con reactores RBMK-1000, propuesta por el "*State Planning Committee*" de la URSS, el "*Ministry of Intermediate Sized Machinery*" de la URSS, y el "*Ministry of Power*" de la URSS. El "*Ministry of Intermediate Sized Machinery*" era el responsable de la construcción de la planta, y el "*Ministry of Power*" para su operación. En virtud de este decreto, el "*Ministry of Intermediate Sized Machinery*" recibió responsabilidades para la gestión científica del diseño de los reactores y el trabajo de investigación y desarrollo, para proporcionar a los fabricantes planos de trabajo, para los diseños adoptados, para la gestión científica de la puesta en marcha de los reactores, ajustando sus parámetros a los valores de diseño, para la fabricación y suministro de combustible a las centrales nucleares, así como para reprocesar el combustible gastado. El "*Ministry of Power*" se encargó del diseño, la construcción y la operación de las plantas en general.

El diseño técnico fue realizado por la "*Scientific Research and Design Institute for Power Technology*", bajo instrucciones del "*Ministry of Intermediate Sized Machinery*", y fue aprobado por el "*Science and Technology Council of this Ministry*", en octubre de 1967. Este diseño técnico, nunca fue revisado o rediseñado por ninguna de las unidades consiguientes.

La central de Leningrado pertenece a la primera generación de reactores RBMK, los cuales fueron diseñados y puestos en servicio a principios-mediados de los años 70, antes de la introducción en la unión soviética de los primeros estándares de diseño, construcción y operación de centrales nucleares (OPB-73) (26), y evidentemente antes de la revisión y actualización de estos estándares en 1982 (OPB-82). Esta generación de reactores RBMK fue diseñada, construida y operada básicamente en concordancia con estándares y reglas industriales generales, con estándares especiales respecto la protección radiológica y material radiactivo.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

La central de Chernobyl-4 (ver apartado 7.2.1.1), en cambio, pertenecía a la segunda generación de reactores RBMK. Las características de seguridad de cada generación de reactores RBMK eran distintas. Esta segunda generación, diseñada de acuerdo a los estándares de 1973 (OPB-73), introducía conceptos bien conocidos sobre seguridad nuclear, como la protección mediante múltiples barreras y el criterio de protección contra fallo simple, o análisis de accidentes para las salvaguardias tecnológicas y medidas organizacionales para asegurar la seguridad de la planta (26). La revisión de los estándares en 1982 (OPB-82) no introdujo prácticamente ningún cambio en los requisitos de seguridad, así que varias centrales RBMK de segunda generación cumplían en varios aspectos con el OPB-82.

La central nuclear de Leningrado estaba bajo la responsabilidad del ministerio soviético responsable de la industria nuclear, y el accidente ocurrió en un momento donde existía un gran secretismo. Fue investigado como una cuestión puramente interna de ese Ministerio. Las personas dentro del Ministerio de Energía, que estuvieran en ese momento preparándose para poner en funcionamiento reactores similares en las centrales nucleares de Kursk y Chernobyl, no podían tener acceso al material de investigación de este accidente, y mucho menos tener cualquier participación en él. Por lo tanto, actualmente hay muy poca información imparcial disponible sobre el accidente del año 1975 en el reactor de Leningrado. Únicamente se dispone del material que el responsable del diseño del reactor RBMK escribió en su libro, así como recuerdos de testigos oculares del evento. Aun así, en base a esos datos y a la experiencia de 20 años de evidencias recogidas tras el accidente de Chernobyl, es posible reconstruir este accidente hasta cierto punto.

Durante el aumento de potencia de la unidad 1 de Leningrado (después de una parada por mantenimiento regular) el 30 de Noviembre de 1975 un canal de combustible sufrió una pérdida de refrigerante, lo que implicó que un elemento de combustible sufriera daños, y terminara en la liberación de ciertas cantidades de material radiactivo. Se trató de un evento inducido por reactividad (una excursión de potencia local) (40).

Los canales que estaban cerca del canal de combustible dañado se dejaron tal cual estaban en el reactor, para poder continuar la operación.

A día de hoy, el reactor de Leningrado-1 sigue operando.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Destrucción de un canal de combustible debido a un defecto de fabricación. *(nota: esta es la causa del evento proporcionada por fuentes oficiales en la época. Según el documento de la OIEA, INSAG-7 (23), esta causa no tiene credibilidad).*

Es interesante destacar que los operadores de reactores RBMK-1000, no fueron informados de las causas reales del evento de Leningrado en 1975 (23).

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	Características de diseño de reactor.	(23)	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño
2	Errores de operación del personal: antes del accidente, se operó la planta con un ORM (<i>Operating Reactivity Margin</i>) por debajo de 15 barras de control manuales.	(23)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Violaciones de procedimientos y reglas

Tabla 7-11: Causas-raíz del evento de Leningrado

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	X
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	X
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	X
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	X
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	X
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	X
3.1	Control de la reactividad	X
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	X

Tabla 7-12: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Leningrado

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.2	Principios técnicos generales	X
1.2.1	Revisión por pares	X
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	X
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	X
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	X

Tabla 7-13: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Leningrado

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por agencias internacionales

Medida Implantada	Fuente
Los cambios políticos ocurridos en los antiguos países del bloque soviético entre 1989 y 1991, especialmente la reunificación de Alemania, abrieron el camino para una inspección más cercana por parte de Occidente de las plantas de diseño y construcción soviéticas, así como a una nueva evaluación de sus riesgos en cuanto a la seguridad. Occidente trató de imponer mejoras en la seguridad de los reactores tipo RBMK, ya que carecían de las características de seguridad como por ejemplo el edificio de contención, y de plantas tipo VVER-440 / 230s, ya que mostraban	(27) (26) (28)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente																																																
<p>algunas deficiencias de seguridad en sus sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.</p> <p>El programa cooperativo de la OIEA, determinó en 1998 (26), una consolidación de las bases técnicas para un incremento adicional de la seguridad de los reactores RBMK, ya que todavía existían ciertas deficiencias en cuanto a la seguridad, sobre todo en los reactores RBMK de primera generación. A continuación, se incluye una tabla con las áreas sobre las cuales se identificaron puntos de mejora (extraída de (27)):</p> <p style="text-align: center;">Number and Category of RBMK Safety Issues</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Topical area</th> <th rowspan="2">Number of safety issues identified</th> <th colspan="3">Number of safety issues in category</th> </tr> <tr> <th>High</th> <th>Medium</th> <th>Low</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Core design and core monitoring</td> <td>6</td> <td>5</td> <td>1</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Instrumentation and control</td> <td>7</td> <td>2</td> <td>5</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pressure boundary integrity</td> <td>7</td> <td>4</td> <td>2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Accident analysis</td> <td>10</td> <td>3</td> <td>7</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Safety and support systems</td> <td>10</td> <td>4</td> <td>6</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Fire protection</td> <td>5</td> <td>1</td> <td>3</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Operational safety</td> <td>13*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>Total</td> <td>58</td> <td>19</td> <td>24</td> <td>2</td> </tr> </tbody> </table> <p>* Not ranked, but considered very important and improvements should be implemented in parallel with design modifications.</p> <p>High: Issues that reflect insufficient defense-in-depth and have a major impact on plant safety. Short-term actions have to be initiated to improve safety as applicable to each specific nuclear power plant until the issue is fully resolved.</p> <p>Medium: Issues that reflect insufficient defense-in-depth and have a significant impact on plant safety. Short-term actions might be necessary to improve safety as applicable to each nuclear power plant until the issue is fully resolved.</p> <p>Low: Issues that reflect insufficient defense-in-depth and have a small impact on plant safety. Actions are desirable to improve defense-in-depth, if applicable and effective from a cost-benefit point of view.</p> <p>También un informe de la “<i>Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit</i>” en Alemania, concluyó que, aunque se habían implantado muchas mejoras en las centrales tipo RBMK, aún existía margen de mejora en varios aspectos relacionados con la seguridad de este tipo de plantas.</p>	Topical area	Number of safety issues identified	Number of safety issues in category			High	Medium	Low	Core design and core monitoring	6	5	1	0	Instrumentation and control	7	2	5	0	Pressure boundary integrity	7	4	2	1	Accident analysis	10	3	7	0	Safety and support systems	10	4	6	0	Fire protection	5	1	3	1	Operational safety	13*	—	—	—	Total	58	19	24	2	
Topical area			Number of safety issues identified	Number of safety issues in category																																													
	High	Medium		Low																																													
Core design and core monitoring	6	5	1	0																																													
Instrumentation and control	7	2	5	0																																													
Pressure boundary integrity	7	4	2	1																																													
Accident analysis	10	3	7	0																																													
Safety and support systems	10	4	6	0																																													
Fire protection	5	1	3	1																																													
Operational safety	13*	—	—	—																																													
Total	58	19	24	2																																													

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>Todo ello, da fe del proceso de continua vigilancia y mejora que las distintas organizaciones internacionales (OIEA) o estatales (GSR) llevan a cabo en el marco de la seguridad nuclear.</p>	

Identificación de las medidas implantadas por el operador/regulador ruso

Medida Implantada	Fuente
<p>Después del accidente de 1975 en la central de Leningrado, se estableció una comisión el 1976 por parte del "<i>Ministry of Intermediate Sized Machinery</i>" de la URSS, con el objetivo de desarrollar datos básicos iniciales para el diseño de plantas nucleares, así como para el refinamiento de provisiones básicas de seguridad para los reactores RBMK-1000. La resolución de estos estudios fue que "una condición importante para asegurar la seguridad, es una rápida finalización de la multiplicación neutrónica mediante el sistema de protección de emergencia, el cual debería compensar la reactividad positiva creada durante un rápido aumento de la cantidad de vapor en el núcleo, y que permitiría llevar la reacción a una condición subcrítica".</p> <p>La posición del I.V. <i>Kurchatov Institute of Atomic Energy</i> también era clara en esta misma resolución, en la cual se indicaba que "un sistema de protección de emergencia adicional, con una respuesta más rápida, se debería desarrollar, con el objeto de compensar el efecto de reactividad positiva debida a huecos".</p> <p>Adicionalmente, en 1980 el "<i>Scientific Research and Design Institute for Power Technology</i>" realizó un estudio en el cual se listaron los factores que tienen un efecto significativo sobre la seguridad nuclear, notando en particular lo siguiente:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Un aumento en el flujo de refrigerante a través del canal de combustible perjudica las propiedades dinámicas del reactor; - Una disminución en el ORM provoca un cambio positivo en todos los coeficientes de reactividad, excepto en el coeficiente de temperatura del combustible; - Un aumento en el quemado del combustible provoca que el coeficiente de reactividad se vuelva positivo, y por lo tanto que se incremente; - Un aumento en el quemado del combustible provoca un aumento en el coeficiente de reactividad del grafito positivo; 	<p>(23)</p> <p>(26)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - Un aumento en el quemado del combustible provoca una transición de negativo a positivo del coeficiente total de reactividad; - El paso de líquido a vapor del refrigerante en el circuito de refrigeración del RCPS provoca un aumento de la reactividad positiva; - A bajos niveles de potencia, pueden acaecer importantes irregularidades en las propiedades de multiplicación, lo cual puede crear grandes distorsiones de densidad de potencia, con un factor de potencia pico de más de 10. Esto redistribuirá el "peso" de las barras, de manera que la eficacia de las barras en la región con el "pico" puede ser decenas de veces superior que las eficacias en las zonas alejadas de esta región; - Variaciones en el perfil de flujo axial pueden causar un cambio en el peso de las barras, las cuales pueden ser parcialmente insertadas; - Los coeficientes de reactividad en el reactor pueden cambiar como resultado de las deformaciones del campo de neutrones y de la consecuente redistribución de los flujos de refrigerante a través de los canales. <p>Y concluía el informe diciendo: <i>"La Comisión considera que las propiedades negativas de este tipo de reactor predeterminan la inevitabilidad de las situaciones de emergencia y que, ciertamente, no demuestran que sea probable que tales situaciones sean extremadamente raras y que sólo se producirían en el caso de una combinación extremadamente improbable de procedimientos operativos y condiciones adoptados por el personal de operación"</i>.</p> <p>Por lo tanto, parece claro que los diseñadores del reactor era muy conscientes de las posibles consecuencias peligrosas de las características de éste, y entendían de qué manera se podía mejorar la seguridad de los reactores RBMK. Esto queda confirmado también por el hecho de que las medidas técnicas principales que debían incrementar la seguridad de los reactores RBMK-1000, fueron publicadas en menos de un mes y medio después del accidente de Chernobyl (ver apartado 7.2.1.1 para más detalle).</p> <p>No obstante, no fue hasta el accidente de Chernobyl, cuando salieron a la luz las conclusiones alcanzadas tras el accidente de Leningrado. Fue entonces cuando se implantaron de manera eficaz las medidas para incrementar la seguridad nuclear de los reactores RBMK-1000.</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
Puede verse un detalle de las medidas implantadas en la referencia (26), siendo la central de referencia Leningrado-2, así como en la referencia (23).	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Leningrado, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Debe haber sistemas de seguridad intrínsecamente seguros capaces de hacer frente a ciertos transitorios sin la actuación del operador. El diseño del reactor de Leningrado (igual que el de Chernobyl) tenía características de seguridad intrínsecamente inseguras.
- La cultura de seguridad debe estar siempre presente a nivel general en materia nuclear, tanto a nivel nacional como a nivel local. Tanto al nivel legislativo, nivel regulatorio, nivel de los titulares, incluyendo a supervisores y operadores propiamente. Se debe priorizar siempre la seguridad frente a la producción. El antiguo régimen presente en la unión soviética carecía completamente de cultura de seguridad. Los operadores no deben vulnerar los procedimientos de operación.
- Debe existir realimentación de la EO acontecida en la planta a fabricantes y operadores de plantas similares. Esto no ocurrió con este evento, considerado como precursor del evento de Chernobyl.

A diferencia de Chernobyl, únicamente sufrió daños un elemento de combustible, y aunque hubo la liberación de ciertas cantidades de material radiactivo, éstas no fueron comparables a las liberaciones de productos de fisión producidas por la destrucción total del reactor de Chernobyl-4.

7.2.2. Tecnología occidental operada por occidente (LWR)

7.2.2.1. Evento de Three Mile Island

Descripción de la planta y del evento

El reactor de la unidad 1 de TMI es un reactor de agua a presión de Babcox&Wilcox.

El 28 de marzo de 1979 la unidad 2 de la central nuclear de Three Mile Island (TMI-II) experimentó un suceso de pérdida de refrigerante de pequeño caudal del sistema primario

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

(SBLOCA) que progresó de tal manera que acabó causando la fusión de un 30 a 40% del núcleo del reactor. A pesar de la gravedad del suceso, las consecuencias para las personas y el medio ambiente fueron despreciables gracias, en gran parte, al edificio de contención. En la Ilustración 9 se muestra de forma ilustrativa la liberación de productos de fisión a raíz del accidente.

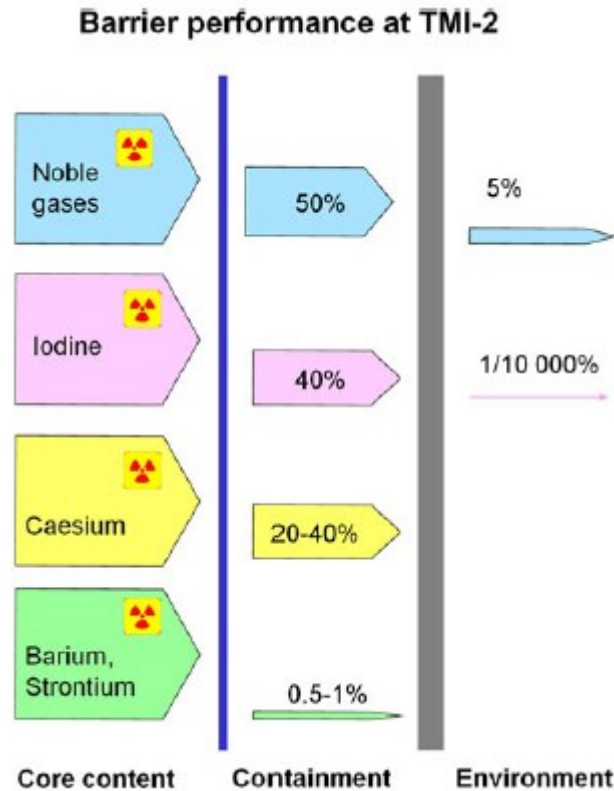


Ilustración 9: Liberación de productos de fisión del núcleo de TMI-2 hacia la contención, y hacia la atmosfera (fracción del contenido del núcleo). Fuente: (41)

El transitorio se originó en la pérdida del sistema de agua de alimentación principal, debido a que una válvula del sistema de condensado falló cerrada, provocando el disparo de las bombas de agua de alimentación principal y de la turbina. La pérdida de agua de alimentación principal, motivó el arranque y actuación del sistema de agua de alimentación auxiliar, pero éste no entró en funcionamiento porque sus válvulas estaban manualmente cerradas producto de un fallo humano en un mantenimiento anterior. Como consecuencia de la pérdida de los generadores de vapor la presión en el primario aumentó hasta provocar señal de apertura de una válvula de alivio del primario. Una vez se produjo el SCRAM y descendió la presión del primario, el origen del suceso SBLOCA se dio al fallar inadvertidamente al cierre la válvula de alivio del primario tras señal de cierre de la misma.

Pese a las diferentes señales que podían sugerir la existencia de un SBLOCA, como, por ejemplo, la señal de alta temperatura en la línea de alivio del presionador, o la puesta en

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

funcionamiento de la inyección de seguridad (debido a la fuga de refrigerante primario el sistema de inyección de seguridad de alta presión (HPIS, "*High Pressure Injection System*") arrancó y comenzó a inyectar agua en el circuito primario. Sin embargo, los operadores que no sabían que estaban teniendo un LOCA, consideraron que no era necesaria la inyección de seguridad, ya que si no tenían una fuga de refrigerante como suponían la inyección de agua provocaría la sobrepresurización del primario), los operarios de sala de control no diagnosticaron la existencia del SBLOCA hasta 142 minutos después del inicio del transitorio. El descubrimiento del núcleo y la oxidación de las vainas de combustible comenzaron 100 minutos después del inicio del transitorio.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Al disparar las bombas de agua de alimentación principal, el sistema de agua de alimentación auxiliar no entró en funcionamiento porque sus válvulas estaban manualmente cerradas producto de un fallo humano en un mantenimiento anterior.
- La válvula de alivio del primario falló inadvertidamente al cierre, tras señal de cierre de la misma (la válvula quedó abierta). Se originó el SBLOCA.
- Los operadores detuvieron el sistema de inyección de seguridad de alta presión, lo que provocó el descubrimiento del núcleo y la oxidación de las vainas de combustible.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	<p>Deficiencias en el diseño: diseño de la sala de control que impidió una gestión adecuada del accidente:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Al comienzo del accidente muchas alarmas se activaron sin existir una priorización de las mismas; - Algunos indicadores importantes para la gestión del accidente se encontraban en la parte de atrás del panel de control; - Algunos indicadores se fueron fuera de escala durante el accidente impidiendo a los operadores disponer de información importante. 	<p>(42), (43)</p>	<p>Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño sala de control</p>

Tabla 7-14: Causas-raíz del evento de TMI-2

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	<ul style="list-style-type: none"> - La posición real de la válvula de alivio no tenía ninguna indicación en sala de control. - En general, se había prestado muy poca atención a la interfaz hombre-máquina para las circunstancias confusas y cambiantes del accidente. 		
2	<p>Acciones inapropiadas del personal de operación: fallo del personal de sala de control a diagnosticar la situación en la que se encontraba el reactor:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1- Los operadores no identificaron que la válvula de alivio del presionador no había cerrado automáticamente y 2- Los operadores limitaron la entrada de agua del sistema de inyección de seguridad de alta presión (HPI) en el sistema refrigerante del reactor). <p>Según el informe de Kemeny (43), la causa de estos errores estuvo motivada, al menos, por:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Un entrenamiento y formación de los operadores muy deficiente, sobre todo para condiciones de accidente (no tanto en operación normal). - Procedimientos de operación específicos para situaciones como las del accidente demasiado confusos. - Los operadores debían identificar la naturaleza de los sucesos iniciadores, tal como un LOCA o un transitorio (disparo de turbina), es decir, debían diagnosticar. Sin embargo, el diagnóstico no puede ser siempre correcto. 	(43), (44)	<p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Errores</p> <p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Entrenamiento personal operación insuficiente</p> <p>Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de operación</p>
3	<p>Falta de realimentación por EO: En septiembre de 1977 un incidente ocurrió en la central de Davis-Besse, que era también un reactor Babcock-Wilcox. En este incidente, la central estaba operando al 9% de potencia cuando se produjo la apertura de una válvula de alivio lo provocó una disminución de la presión en el primario pero sin embargo el nivel en el presionador aumentó, lo que provocó que los operadores interfirieran en el funcionamiento del</p>	(43), (45)	<p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	<p>sistema de inyección de alta presión para evitar que se llenara el primario (de la misma forma que luego actuarían los operadores de TMI) debido al incremento de nivel en el presionador. La apertura de la válvula de alivio sólo duró 20 minutos. El suceso fue analizado por el titular, el suministrador B&W y por la NRC, pero no se difundió un análisis sobre las acciones del operador de ese tipo de LOCA. De haber existido un sistema adecuado de realimentación de experiencia operativa, se hubiera podido prevenir el accidente de TMI-2.</p> <p>El fabricante B&W había experimentado problemas similares con las válvulas de seguridad del circuito primario en ocasiones previas (e.g. Davis Besse), pero no comunicó esos fallos experimentados por estos equipos a los operadores.</p>		<p>Factor humano (cultura de seguridad): Deficiencias en comunicación por parte de fabricantes: Falta de realimentación por EO</p>
4	<p>Errores en la revisión, aprobación e implantación de los procedimientos de planta: las válvulas del sistema de agua de alimentación auxiliar estaban cerradas manualmente fruto de un fallo en las tareas de mantenimiento, lo que impidió que el sistema pudiera entrar en funcionamiento (no fue una causa determinante, aunque sí influyente en el accidente).</p> <p>El 1978, una revisión del procedimiento de mantenimiento y vigilancia de las válvulas del sistema de alimentación de emergencia de TMI-2, violó las especificaciones técnicas de funcionamiento, pero nadie reparó en ello.</p> <p>La realización de los programas de vigilancia y mantenimiento no fueron adecuadamente verificados antes del accidente.</p>	<p>(43), (45)</p>	<p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Errores</p> <p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes</p>

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	X
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	X
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	X
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	X
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	X
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	X
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	X
3.3	Confinamiento del material radiactivo	X

Tabla 7-15: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de TMI-2

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	X
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-16: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de TMI-2

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas a escala global

Medida Implantada (OECD/NEA)	Fuente
<p><u>Creación del <i>Incident Reporting System</i>, IRS</u></p> <p>Los eventos nucleares importantes no han ocurrido sin ser precedidos por eventos "precursores". Esta es una de las lecciones fundamentales del accidente de Three Mile Island que tuvo lugar en 1979 en los Estados Unidos. Esta lección llevó a la NEA, en 1980, a crear un Sistema de Notificación de Incidentes (<i>Incident Reporting System</i>, IRS) que permitió a las organizaciones nucleares intercambiar información de manera sistemática, y sacar conclusiones de los eventos que ocurren en las</p>	(46)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (OECD/NEA)	Fuente
<p>centrales nucleares. El IRS se extendió posteriormente a países fuera de la NEA, y actualmente es operado conjuntamente por la NEA y el OIEA. El intercambio de información que tiene lugar dentro del IRS ha contribuido de manera importante al mantenimiento de un alto nivel de seguridad y prevención de accidentes graves.</p> <p>Actualmente, participan en este sistema de intercambio de información 33 países. Desde la fecha del inicio de operación del sistema, se han remitido al IRS unos 100 informes de sucesos significativos desde el punto de vista de la seguridad cada año. La base datos del IRS contiene unos 3000 informes de sucesos relevantes.</p>	

Identificación de las medidas implantadas por el legislador americano

Medida Implantada (Legislador)	Fuente
<p>Dos semanas después del accidente, el presidente Carter estableció la comisión Kemeny (43), con el objetivo de llevar a cabo un análisis técnico de lo que ocurrió y, a partir de los hallazgos realizados, realizar una serie de recomendaciones de cara al futuro, basadas en estos hallazgos. De este análisis salieron 4 aspectos principales, que pueden clasificarse como "implicación de la estructura organizativa", "sistemas normativos", "Aprendizaje a través de la experiencia", y "profesionalidad". Una recomendación importante que no encaja dentro de estas categorías, es la de una mejor ingeniería de factores humanos. Las deficiencias que se identificaron por la comisión Kemeny, fueron coincidentes la gran mayoría de ellas con las identificadas por el organismo regulador americano, la NRC, en el documento NUREG-0585 (47). Se adjuntan estas medidas para corregir las deficiencias en el siguiente apartado.</p>	<p>(43)</p> <p>(47)</p>

Identificación de las medidas implantadas por el regulador americano

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>En octubre de 1979, la NRC sacó a la luz el documento NUREG-0585 "<i>TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report</i>", el cual contenía una serie de cambios en diversos aspectos fundamentales de la política básica de seguridad para centrales nucleares. Incluía tanto cambios en el diseño y operación, como cambios en el proceso regulatorio.</p>	<p>(42)</p> <p>(43)</p> <p>(47)</p> <p>(48)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>En mayo de 1980, la NRC sacó a la luz el documento NUREG-0660 "<i>NRC Action Plan Developed as a Result of the TMI-2 Accident</i>" (42). En dicho documento, se recogen las acciones consideradas necesarias por la NRC para corregir o mejorar la regulación y la operación de las instalaciones nucleares a raíz de la experiencia del accidente de TMI-2 y de los estudios oficiales e investigaciones del accidente. Las recomendaciones se engloban en 5 capítulos, a saber:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Seguridad operacional; Se propusieron mejoras en: <ul style="list-style-type: none"> 1. Personal de operación: <ul style="list-style-type: none"> 1.1. Personal de operación y staff (nivel de cualificación, conocimiento del diseño de planta, procedimientos). 1.2. Entrenamiento y cualificación del personal de operación. 1.3. Licencias y recualificación del personal de operación. 1.4. Uso de simuladores y desarrollo 2. Personal de apoyo <ul style="list-style-type: none"> 2.1. Gestión de operaciones. 2.2. Inspección de reactores en operación. 3. Procedimientos de operación. 4. Diseño de sala de control. 5. Análisis y diseminación de la experiencia operativa. 6. Garantía de calidad. 7. Pruebas preoperacionales y a baja potencia. - Emplazamiento y diseño; <ul style="list-style-type: none"> 1. Emplazamiento 2. Consideración de núcleos degradados o fundidos en la revisión de seguridad. 3. Ingeniería de fiabilidad y gestión del riesgo. Para cada reactor, se realizarán análisis de árboles de sucesos para desarrollar una taxonomía de secuencias de accidentes, para su uso en análisis probabilistas de la seguridad (PSA). 4. Sistema refrigerante del reactor y válvulas de seguridad. 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>5. Diseño de sistemas (Sistema de agua de alimentación auxiliar, sistema de refrigeración de emergencia, sistema de evacuación de calor residual, diseño de la contención, Sensibilidad en el diseño de reactores B&W, pruebas in situ de válvulas).</p> <p>6. Instrumentación y control.</p> <p>7. Energía eléctrica.</p> <p>8. Examen y limpieza de TMI-2.</p> <p>9. Implicaciones generales de TMI para las actividades de diseño y construcción (Programa de inspección del suministrador, programa de inspección en la construcción, gestión en el diseño y la construcción, revisión de requerimientos en reportar deficiencias)</p> <p>10. Medidas para mitigar SBLOCA (<i>Small Break Loss of Coolant Accident</i>) y accidentes con pérdida de agua de alimentación.</p> <p>- Preparación ante emergencias y efectos de la radiación;</p> <p>1. Preparación de la NRC y los licenciarios</p> <p>1.1. Mejoras de la preparación frente a emergencias del licenciario a corto plazo y a largo plazo.</p> <p>1.2. Mejora de la preparación de emergencias de la NRC.</p> <p>2. Preparación ante emergencias del estado y autoridades locales.</p> <p>3. Información pública.</p> <p>4. Protección radiológica (control de la fuente de radiación, mejoras en la protección radiológica del público, mejoras en la protección radiológica de los trabajadores)</p> <p>- Prácticas y procedimientos;</p> <p>1. Reforzar el proceso de autoridad de la NRC</p> <p>2. Generación de instrucciones e información a los licenciarios.</p> <p>3. Extender las lecciones aprendidas a actividades reguladas aparte de las centrales nucleares.</p> <p>4. Entrenamiento del personal de la NRC.</p> <p>5. Toma de decisiones respecto la seguridad.</p>	

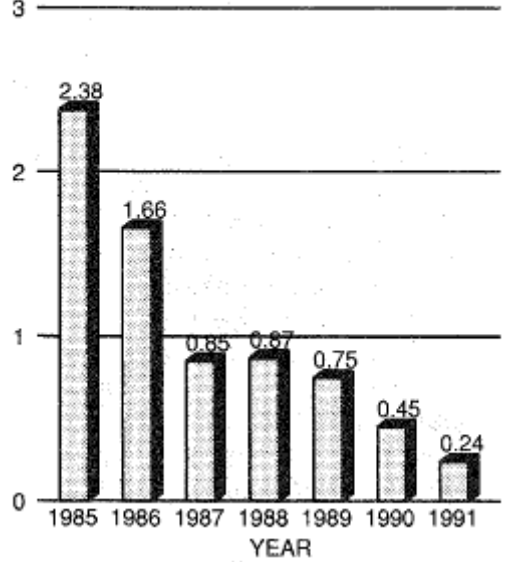
Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>6. Elementos disuasorios económicos para la seguridad.</p> <p>7. Mejorar los procedimientos de normas y reglas para la seguridad.</p> <p>8. Participación de la NRC en el "<i>Radiation Policy Council</i>"</p> <p>- Política, organización y gestión de la NRC.</p> <p>Adicionalmente, la NRC sacó en 1991 el documento llamado "<i>Status of Safety Issues at Licensed Power Plants (TMI Action Plan Reqmts.)</i>", NUREG-1435 (48), cuyo objetivo era ver el estado de implantación y verificación de los requerimientos del Plan de Acciones de TMI.</p>	
<p>A raíz de los requerimientos establecidos en el documento NUREG-0660 (42), la NRC incorporó varios de estos requerimientos a nivel regulatorio, dentro del 10 CFR 50.34, apartado f), así como en el SECY-93-087 (49).</p>	(49)

Identificación de las medidas implantadas por los operadores americanos

Medida Implantada (Operadores)	Fuente
<p>En diciembre de 1979, se creó el INPO "<i>Institute of Nuclear Power Operations</i>" una organización surgida como respuesta a la Comisión Kemeny (creada el 1979 por el presidente Jimmy Carter para investigar el accidente en Three Mile Island), y cuyo objetivo es promover los más altos niveles de seguridad y fiabilidad en la operación de las centrales nucleares comerciales. Dicha comisión estableció las siguientes recomendaciones:</p> <p>- La industria nuclear debería establecer un programa que especifique las normas de seguridad apropiadas, incluidas las de gestión, garantía de calidad, y procedimientos y prácticas operacionales, y que realice evaluaciones independientes.</p> <p>- Debe haber una recopilación, revisión y análisis sistemáticos de la experiencia operativa en todas las centrales nucleares, junto con una red de comunicaciones internacionales de todo el sector para facilitar el rápido flujo de esta información a las partes afectadas.</p>	<p>(42)</p> <p>(50)</p> <p>(51)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (Operadores)	Fuente																
<p>Bajo el brazo del INPO, se creó también en 1985 la "<i>National Academy for Nuclear Training</i>", la cual proporciona entrenamiento y soporte a todos los profesionales nucleares.</p> <p>La disciplina en el entrenamiento, la operación y la información reportada sobre los eventos acontecidos implementada a raíz del accidente, han hecho la industria nuclear considerablemente más segura y fiable. Estas tendencias han sido tanto promovidas como seguidas por la INPO. Un indicador clave, es el gráfico de eventos significativos en las plantas, basado en datos recogidos por la NRC. El número de eventos significativos ha bajado desde 2,38 por unidad de reactor en 1985 hasta un 0,10 a finales de 1997 (fuente: (50)):</p> <div data-bbox="494 873 1005 1523" data-label="Figure"> <p style="text-align: center;">SIGNIFICANT EVENTS</p> <p style="text-align: center;">AVERAGE NUMBER OF SIGNIFICANT EVENTS</p>  <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>YEAR</th> <th>Average Number of Significant Events</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1985</td> <td>2.38</td> </tr> <tr> <td>1986</td> <td>1.66</td> </tr> <tr> <td>1987</td> <td>0.85</td> </tr> <tr> <td>1988</td> <td>0.67</td> </tr> <tr> <td>1989</td> <td>0.75</td> </tr> <tr> <td>1990</td> <td>0.45</td> </tr> <tr> <td>1991</td> <td>0.24</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>Respecto a la fiabilidad, el factor medio de disponibilidad para plantas nucleares (el porcentaje de energía máxima que una planta es capaz de generar) ha aumentado desde un 62,7% en 1980, hasta un 90% prácticamente en el año 2000 (el objetivo para el año 2000 era de un 87%). Fuente: (51).</p> <p>Entre los documentos más conocidos de INPO destacan los SER ("<i>Safety Evaluation Reports</i>") y SOER ("<i>Significant Operating Evaluation Report</i>").</p>	YEAR	Average Number of Significant Events	1985	2.38	1986	1.66	1987	0.85	1988	0.67	1989	0.75	1990	0.45	1991	0.24	
YEAR	Average Number of Significant Events																
1985	2.38																
1986	1.66																
1987	0.85																
1988	0.67																
1989	0.75																
1990	0.45																
1991	0.24																

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (Operadores)	Fuente
<p style="text-align: center;">Unit Capability Factor One-Year Median Values December 2006</p> <p>Algunos otros indicadores para centrales en los Estados Unidos, seguidos por la INPO así como por la WANO, son la reducción no planificada del factor de capacidad, scrams automáticos no planificados, la actuación de los sistemas de salvaguardias, así como el comportamiento térmico, fiabilidad del combustible, exposición colectiva a la radiación, volumen de desechos radiactivos y factor de accidente en seguridad industrial. Todos ellos se han visto reducidos, es decir, han mejorado de forma sustancial, desde 1980 (51).</p>	
<p>Inmediatamente después del accidente de Three Mile Island (TMI), la industria pidió al Instituto de Investigación de Energía Eléctrica (EPRI) que creara un Centro de Análisis de Seguridad Nuclear (NSAC, <i>Nuclear Safety Analysis Center</i>), encargado de analizar el accidente, extraer las lecciones aprendidas del mismo, así como otras funciones relacionadas con la seguridad. Financiado por la propia industria, y con un núcleo de empleados de EPRI, así como empleados prestados de otras empresas, fabricantes de reactores, laboratorios nacionales y otras industrias, el NSAC contaba en 1980 con 35 -40 profesionales. El programa de la NSAC incluye: evaluación de eventos significativos en la operación de planta, casos de estudio de la experiencia en centrales nucleares, respuesta a cuestiones regulatorias, estudios de seguridad genéricos, centro de intercambio de información técnica y operativa, y análisis estratégico.</p>	(52)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de TMI-2, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Seguridad operacional: La NRC y la industria nuclear americana se embarcaron en una serie de proyectos para mejorar la seguridad nuclear y más en concreto generar una nueva serie de procedimientos de operación y dedicarle un especial énfasis a los de emergencia. Los nuevos procedimientos de operación de emergencia deben basarse en un cambio de filosofía respecto a cómo deben actuar los operadores ante sucesos anormales. Previo a este proyecto los operadores debían identificar la naturaleza de los sucesos iniciadores y, a partir de ahí, seleccionar el procedimiento adecuado a cada circunstancia particular. Los sucesos de TMI mostraron que el diagnóstico de los operadores podía no ser siempre correcto y de ahí que los nuevos procedimientos de emergencia debieran evitar dichos errores de diagnosis y tener más en consideración los factores humanos. Se fue más allá y se desarrollaron procedimientos de emergencia basados en síntomas (*function based*) según los cuales el operador debe actuar respondiendo a determinados estados específicos de la planta, tales como una excesiva generación de potencia y bajo inventario de refrigerante en el primario, y todo ello sin necesidad de conocer el operador el suceso iniciador de la situación accidental.
- Interfaz hombre-máquina: se determinó la necesidad de mejorar la interfaz hombre-máquina, prestando por lo tanto la debida atención a los factores humanos dentro de la cultura de seguridad. Se implantaron mejoras en el diseño de sala de control.
- Importancia de la realimentación de la EO: se creó la INPO, como herramienta para un efectivo intercambio de información entre operadores, dentro de la industria norteamericana. A escala global, se creó el *Incident Reporting System*, IRS, a través de la NEA/OIEA.
- Utilización de los Análisis Probabilistas de la Seguridad: A raíz del evento, se empezaron a utilizar metodologías probabilistas para mejorar la seguridad. Aunque éstas ya habían aparecido antes del evento (en 1975 la NRC sacó a la luz el documento “*Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants*” o WASH-1400 (20)) no fue hasta TMI cuando estas metodologías probabilistas empezaron a ser utilizadas con fuerza.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

El evento de TMI-2 marcó el inicio de lo que podría llamarse la seguridad operacional, ya que, hasta aquel momento, la seguridad había sido enfocada principalmente en el diseño y la construcción.

A pesar de la importancia que tuvo este evento en la industria nuclear, y de la pérdida de confianza en el sector nuclear que hubo por parte de la sociedad a raíz del mismo, es importante resaltar que no se produjeron emisiones radiactivas de relevancia al medio ambiente, y que por lo tanto no hubo ningún impacto en las personas ni el medio ambiente fuera del propio emplazamiento a consecuencia de este suceso (53).

7.2.2.2. *Evento de Browns Ferry*

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear estadounidense de Browns Ferry consta de tres unidades de tecnología BWR, con una potencia eléctrica de 1067 MWe cada unidad. Las unidades 1 y 2 tenían una sala de control y sala de cables compartida, mientras que la unidad 3 era una unidad separada.

El 22 de marzo de 1975 se declaró un extenso incendio eléctrico en la unidad 1 de la central nuclear que puso en jaque la integridad del reactor nuclear. El incendio fue causado por el uso de una vela para la identificación de fugas en las penetraciones de la sala de cables que se encontraba bajo la sala de control. El operario acercó demasiado la vela que sostenía a la espuma de poliuretano que estaba utilizando para sellar las fugas y ésta empezó a arder. El uso de la llama de una vela para identificar fugas en sellos era práctica habitual en las centrales de carbón en aquel tiempo. El incendio resultante inutilizó varios de los sistemas diseñados para la seguridad de la central, incluyendo el sistema de refrigeración de emergencia del reactor, poniendo en jaque la progresión a parada segura de la central.

El accidente de Browns Ferry espoleó a la NRC en el desarrollo e incorporación del análisis de riesgo en su programa de seguridad nuclear.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad



Ilustración 10: Imagen de Browns Ferry después de incendio (bandeja de cables y conduits) (54)

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- El operario acercó demasiado la vela que sostenía a la espuma de poliuretano que estaba utilizando para sellar las fugas en las penetraciones eléctricas entre el edificio del reactor y una sala de cables situada debajo de la sala de control, empezando esta espuma el incendio.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	<u>Causas que hicieron que el fuego afectara a sistemas de seguridad</u> <u>Fallo de causa común:</u> <ul style="list-style-type: none"> - Durante la fase de construcción de la central, se enrutaron ciertos cables de 	(32), (55)	Deficiencias en el diseño: Falta redundancias, independencia, separación física

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	<p>potencia de trenes de seguridad separados, dentro de la misma bandeja de cables.</p> <p>No obstante, esto parece ser debido a la <u>complejidad del diseño</u> en las interconexiones, cuya representación en el Estudio Final de Seguridad de la central no parecía quedar bien reflejada, y era difícil implantarlo según se indicaba en dicho informe.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Circuitos de señales luminosas en sala de control. Estos circuitos (no relacionados con la seguridad) no disponían de la suficiente <u>separación física</u> respecto los circuitos de cables relacionados con la seguridad, y cuando los cables para señales resultaron afectados por el fuego, estos interfirieron en la alimentación de equipos y sistemas de seguridad. - Proximidad de conduits a las bandejas de cables. Dónde se suponía que existía separación física entre trenes redundantes de cables, resultó que los cables de un tren estaban situados dentro de un conduit el cual estaba situado muy próximo a bandejas de cables pertenecientes al otro tren. <p>Debido a estas fallas en la separación física de los componentes eléctricos, se perdieron las redundancias con las que en principio se contaba en el diseño de la planta.</p>		<p>Deficiencias en la construcción y fabricación</p>
<p>2</p>	<p><u>Causas que contribuyeron a la ignición:</u></p> <p>En la penetración donde empezó el fuego, el material sellante que estaba siendo empleado en la modificación de diseño (espuma de poliuretano flexible) no era el material especificado en las bases de diseño originales de la central (espuma de poliuretano en spray). Además, tampoco disponía del recubrimiento retardante de fuego (Flamemastic), según se establecía en el diseño.</p>	<p>(55)</p>	<p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes</p>

Tabla 7-17: Causas-raíz del evento de Browns Ferry

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-18: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Browns Ferry

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	
1.1	Responsabilidades en la gestión	
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	X
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	X
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-19: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Browns Ferry

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador americano

Medida Implantada (NRC)	Fuente
Las lecciones aprendidas del incendio de Browns Ferry llevaron a la concepción de las siguientes mejoras en materia de seguridad:	(5)
– Mejora de los sistemas de prevención y protección contra incendios de las centrales nucleares. Adaptación a la complejidad de una central nuclear.	(54)
La NRC desarrolló una serie de regulaciones sobre la protección contra incendios.	(55)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>En febrero de 1976, publicó el informe NUREG-0050 (55). Como respuesta a las recomendaciones de este informe, la NRC desarrolló la <i>Branch Technical Position: "Auxiliary Power Conversion Systems Branch 9.5-1"</i> en Mayo de 1976, aplicable a centrales ya construidas y a las que ya estaban en proceso de construcción.</p> <p>Se requirió un informe a cada central en el que se debía realizar un análisis de riesgo según la áreas de incendio y demostrando que la redundancia permitía la parada segura del reactor en caso de incendio.</p> <p>Debido a las desviaciones a la hora de aplicar los requerimientos, la NRC modificó la BTP y redactó el apéndice A "<i>Guidelines for Fire Protection for Nuclear Power Plants Docketed prior to July 1, 1976</i>", en febrero de 1977. Con esta modificación se permitían alternativas donde la BTP inicial requería realizar modificaciones importantes, y se facilitaba la implantación de las medidas de Defensa en Profundidad sin que afectase excesivamente a las centrales ya existentes.</p> <p>El Apéndice A utiliza el estándar IEEE 383-1974 como la base para la propagación de llama y, hasta la fecha, es el estándar de propagación de llama en cables eléctricos empleado en las regulaciones.</p> <p>En noviembre de 1980, la NRC publicó el 10CFR50.48, "<i>Fire Protection</i>", así como el Apéndice R, "<i>Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Prior to January 1, 1979</i>" al 10CFR50 (efectivo desde febrero de 1981).</p> <p>El incendio de Browns Ferry fue el primero mayor desafío al que tuvo que enfrentarse la recién formada NRC.</p> <p>La siguiente Ilustración muestra de forma gráfica los cambios regulatorios a raíz del evento de Browns Ferry:</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p style="text-align: center;">Timeline of the Regulatory Changes in Fire Protection due to the BFN Fire</p> <p>Abbreviations: BTP - Branch Technical Position CFR - Code of Federal Regulations Comm. Op. - Commercial Operation CP - Construction Permit IEEE - Institute of Electrical and Electronic Engineers NARA - National Archives and Records Administration OL - Operating License TVA - Tennessee Valley Authority</p>	
<p>– Se establecieron requisitos para la separación física de trenes, así como de la percepción de la redundancia de equipos y sistemas, específicamente en cuanto a cableado eléctrico, como dos rasgos altamente importantes de la defensa en profundidad.</p>	

Identificación de las medidas implantadas por el regulador español

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>En España, el Consejo de Seguridad Nuclear requirió a los titulares de las centrales nucleares el cumplimiento con la normativa americana en cuanto a criterios de protección contra incendios.</p> <p>En particular, todas las centrales nucleares españolas tenían como base de licencia para PCI la normativa <i>Branch Technical Position: "Auxiliary Power Conversion Systems Branch 9.5-1+ el Apéndice R, "Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Prior to January 1, 1979"</i> al 10CFR50 (excepto las centrales de Vandellós II y Trillo I, que tenían como base de licencia el <i>Branch Technical Position CMEB</i>, de Julio de 1981).</p> <p>No obstante, en Enero de 2011 salió en España la Instrucción de Seguridad IS-30, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.</p>	<p>(56)</p> <p>(57)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>Esta IS-30 tenía el objeto de armonizar los requisitos reguladores españoles con los acordados en WENRA, y regular así con carácter general los criterios aplicados por el CSN para requerir un programa de protección contra incendios en centrales nucleares, se decidió en 2008 la elaboración de la Instrucción IS-30 del Consejo. Esta IS-30 incluye:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Todos los niveles de referencia incluidos en el tema S “<i>Fire protection against internal fires</i>” de WENRA. - Mejoras y aclaraciones a las bases de licencia entonces vigentes sobre PCI (10CFR50.48, Apéndice R al 10CFR50 y CGD 3 del Apéndice A al 10CFR50). <p>En marzo de 2017, el CSN propuso multar a la C.N. Vandellós II por incumplir con los plazos de la disposición transitoria segunda de la IS-30 Rev.1, según la cual a fecha de 31/12/2015 deberían estar solucionadas aquellas desviaciones relativas a la parada segura en caso de incendio y en, particular, a los circuitos asociados. La resolución de dichas desviaciones implicaba en la mayoría de los casos modificaciones de diseño encaminadas a la protección de canalizaciones eléctricas con protecciones pasivas y nuevos sistemas automáticos de extinción de incendios.</p>	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Browns Ferry, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Mejora de los sistemas de prevención y protección contra incendios de las centrales nucleares. Adaptación a la complejidad de una central nuclear.
- Protección frente a causa común: Percepción de la separación física y de la redundancia de equipos y sistemas, específicamente en cuanto a cableado eléctrico, como dos rasgos altamente importantes de la defensa en profundidad.

También quedó evidenciada la importancia de un control de la calidad durante la fase de construcción en particular, para asegurar que la construcción está de acuerdo con aquello especificado en el diseño.

El evento de Browns Ferry espoleó a la NRC en el desarrollo e incorporación del análisis de riesgo en su programa de seguridad nuclear.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Este evento, aunque tuvo repercusiones muy importantes en cuanto al estudio de los riesgos derivados del fuego y derivó en requerimientos regulatorios a este respecto, no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, ya que no hubo ningún daño al núcleo y, por lo tanto, no se produjeron liberaciones de material radiactivo al medio ambiente.

El motivo principal por el cual un incendio como el Browns Ferry, el cual dejó inoperables a varios sistemas importantes para la seguridad, no produjera ningún daño adicional, hay que buscarlo precisamente en el concepto de la defensa en profundidad y su aplicación a las centrales nucleares en los distintos niveles de seguridad. La defensa en profundidad proporcionada de esta manera, no depende del funcionamiento perfecto de cualquier sistema o componente, pero consigue que la seguridad global sea elevada.

Las lecciones de Browns Ferry muestran que la defensa contra los incendios tenía brechas, pero que la defensa general en profundidad era adecuada para proteger la seguridad de las personas y el medio ambiente.

7.2.2.3. *Evento de Davis Besse*

Descripción de la planta y del evento

La Central Nuclear Davis-Besse se compone de un solo reactor nuclear situado en la orilla sudoeste del lago Erie, cerca de Oak Harbor, Ohio. La Unidad uno, es un reactor de agua a presión de 873 MWe, suministrador por Babcock and Wilcox.

Las vasijas de los reactores de agua a presión (PWR) tienen penetraciones para los mecanismos de accionamiento de las barras de control y para sistemas de instrumentación, las cuales están hechas a partir de aleaciones base níquel (por ejemplo, Aleación 600) y metales de soldadura parecidos. El refrigerante primario y las condiciones de funcionamiento de las plantas PWR, pueden causar el agrietamiento de estas aleaciones y soldaduras base níquel, a través de un proceso denominado agrietamiento por corrosión bajo tensión debido al agua del primario (PWSCC). En respuesta a la detección de PWSCC en varias plantas, la NRC publicó el Boletín 2001-2001, "*Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles*", el cual solicitó información relacionada con los programas de inspección de los titulares para las penetraciones de la tapa de la vasija.

El 16 de febrero de 2002, en respuesta al Boletín 2001-01, la Central Nuclear de Davis-Besse, comenzó una recarga con la intención de realizar trabajos que incluyeron la inspección remota de las penetraciones de la tapa de la vasija, centrándose en los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDM). El titular encontró que tres toberas de los CRDM tenían indicaciones de grietas.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

El titular investigó la situación de la penetración número 3. Se quitó la tobera número 3, y se eliminaron los depósitos de ácido bórico de la parte superior de la cabeza de la vasija. Al realizar un examen visual del área, identificó una importante cavidad en la tapa de la vasija, al lado de la tobera 3 de los CRDM. La corrosión fue causada por agua borada, que fugó del sistema refrigerante del reactor sobre la tapa de la vasija a través de las grietas en la tobera y la soldadura que unía la tobera a la tapa de la vasija. Se encontró que el espesor restante de la tapa en el área de corrosión, era de aproximadamente 3/8 pulgadas. Este espesor, consistía en el grosor del revestimiento de acero inoxidable en la superficie interior de la tapa, que tiene nominalmente 3/8 pulgadas de grosor. El revestimiento de acero inoxidable es resistente a la corrosión por ácido bórico, pero su función no es proporcionar integridad estructural a la vasija. El fallo del revestimiento de acero inoxidable hubiera resultado en un accidente con pérdida de refrigerante del reactor (LOCA) (58).

En la Ilustración 11 y la Ilustración 12, pueden apreciarse los efectos de la degradación causada por el ácido bórico en la tapa de la vasija de Davis Besse.



Ilustración 11: Arriba se aprecia la localización del punto degradado de la tapa de la vasija. Abajo se aprecia el agujero causado por la corrosión por ácido bórico en la tapa. Fuente: (58)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad



Rod Rusty Boric Acid Deposits on Vessel Flange (12RF0)

Ilustración 12: A la izquierda se aprecia los restos de boro depositado sobre la tapa. A la derecha, se aprecia el agujero causado por la corrosión. Fuente: NRC

La corrosión encontrada en la cabeza de la vasija de Davis Besse en 2002, relanzó el interés de la NRC en la evaluación y la monitorización de la integridad estructural de la vasija del reactor. La rotura circunferencial de la tobera de penetración del mecanismo de accionamiento de las barras de control pudo causar un SBLOCA en la cabeza de la vasija, si no se hubiese descubierto a tiempo. La NRC ya había advertido de la importancia en la inspección de dichas penetraciones en la GL 97-01 “*Degradation of Control Rod Drive Mechanism Nozzle and other Vessel Closure Head Penetrations*”.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- La degradación de la tapa de la vasija fue causada por agrietamiento por corrosión bajo tensión debido al agua del circuito primario (PWSCC), de las toberas de los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDM), lo cual permitió la existencia de fugas de agua borada, que produjeron la corrosión por ácido bórico de la tapa de la vasija.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	<p>La implantación en planta de:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Programa de control de la corrosión por ácido bórico, y - Inspección en Servicio de la planta <p>No fue adecuada, lo cual derivó en que la planta no identificara la grieta causante de la fuga, ni la subsiguiente corrosión por ácido bórico.</p>	(59)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	<p>La gestión del titular de la planta no era consciente de que el programa de control de la corrosión por ácido bórico no se estaba implantando según los requerimientos de los procedimientos administrativos.</p> <p>La gestión del titular no realizó una revisión completa de la información disponible sobre la tapa de la vasija, de una manera rigurosa y cuestionadora, después del Bulletin de la NRC 2001-01. No hubo ninguna revisión o verificación independiente.</p> <p>Ciertas asunciones que se realizaron apoyando las decisiones técnicas, no se verificaron mediante una inspección directa.</p> <p>Durante la parada por recarga número 12, se reinstaló la tapa de la vasija sobre la vasija sin una limpieza completa.</p> <p>La planta no tenía una supervisión interna independiente en ingeniería. Por lo tanto, no existía esta barrera.</p>		<p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Violaciones de procedimientos y reglas</p>
2	<p>La experiencia operativa previa, tanto propia como de la industria, no se utilizó de forma efectiva para prevenir los problemas.</p>	(59)	<p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO</p>

Tabla 7-20: Causas-raíz del evento de Davis Besse

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-21: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Davis Besse

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	X
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-22: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Davis Besse

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador americano

Medida Implantada (NRC)	Fuente
La NRC emitió una carta en la que requería que la planta permaneciera parada hasta que la situación pudiera ser abordada satisfactoriamente, y aplicó el proceso descrito en el Capítulo 0350 del Manual de Inspección, " <i>Oversight of Reactor Facilities in a Shutdown Condition due to Significant Performance and/or Operation Concern</i> ". Este proceso establece pautas para la supervisión de las labores del titular durante la	(58)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>parada. El proceso requiere que se cumplan unos criterios específicos, antes de que la planta pueda reiniciarse, para asegurar que la planta se opera de manera segura.</p> <p>El Director Ejecutivo de Operaciones de la NRC dirigió la formación de un grupo de trabajo de la NRC, en respuesta a las cuestiones relacionadas con el evento de Davis Besse. El objetivo de este grupo de trabajo, era evaluar de manera independiente los procesos regulatorios de la NRC para con asegurar la integridad de la tapa de la vasija, con el fin de identificar y recomendar áreas de mejora que puedan ser aplicables tanto a la NRC como a la industria nuclear.</p> <p>Como resultado, el grupo de trabajo determinó que la NRC debería tomar medidas específicas para abordar los factores que contribuyeron al evento. Las recomendaciones realizadas incluyeron las siguientes áreas: 1) agrietamiento por corrosión por tensión, 2) integridad de la barrera a presión del refrigerante del reactor, 3) experiencia operativa y 4) inspección y gestión del programa. A continuación se indican algunos detalles de cada área:</p> <p>1. Agrietamiento por corrosión bajo tensión</p> <p>La NRC emitió la Orden EA-03-009, exigiendo a todos los titulares con plantas susceptibles a la degradación de la tapa de la vasija que inspeccionaran visualmente la superficie de la tapa para detectar indicios de fugas y acumulación de ácido bórico, así como las penetraciones de la tapa utilizando métodos para detectar grietas antes de la fuga.</p> <p>El NRC trabajó con la Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos (ASME) para desarrollar el Code Case N-729-1 para desarrollar requisitos de inspección a largo plazo de la tapa de la vasija en el Código ASME. Los requisitos finales de inspección se incorporaron al 10 CFR 50.55A, permitiendo la rescisión de la Orden EA-03-009 de la NRC.</p> <p>2. Experiencia operativa</p> <p>En diciembre de 2004, la NRC lanzó un nuevo programa de experiencia operativa en la Directiva de Gestión 8.7, "<i>Reactor Operating Experience Program</i>", para recopilar, comunicar y evaluar sistemáticamente información sobre experiencias operativas, incluida la experiencia operativa externa. El programa hace un uso significativo de la tecnología de la información para poner la información de la experiencia operativa a disposición de usuarios internos y a miembros del público a través de una sola página de acceso Web.</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>Se creó una organización dentro de la NRC para actuar como un centro de intercambio de información que recopila, comunica y evalúa la experiencia operativa y aplica las lecciones aprendidas a las principales funciones reguladoras de supervisión, licenciamiento, reglamentación y respuesta a incidentes. También realiza una reunión de revisión diaria, en la que se revisan los informes de eventos entrantes y otros elementos de la experiencia operativa. Se creó una nueva base de datos para gestionar todos los eventos reportados, así como una nueva pasarela de información de experiencia operativa que consolida una gran cantidad de bases de datos individuales y fuentes Web de información en una sola página Web.</p> <p>La NRC desarrolló una nueva herramienta de comunicación para notificar rápidamente al personal de la NRC de desarrollar experiencia operativa en sus áreas de experiencia o práctica. Los usuarios también pueden usar esta herramienta para examinar experiencias operativas recientes o en desarrollo en sus respectivas áreas.</p> <p>Para asegurar que la experiencia operativa de la planta se considera adecuadamente en las decisiones de otorgamiento de licencias, se establecieron expectativas nuevas o revisadas con respecto a la duración de la asignación de un gestor de proyecto a una planta específica, la frecuencia de las visitas al emplazamiento, la comunicación con el inspector residente y sobre mantener una actitud cuestionadora sobre los eventos de planta.</p> <p>3. Inspección y gestión del programa</p> <p>El personal realizó varios cambios en el proceso para mejorar la capacidad de la NRC para detectar la disminución de la calidad de la operación de las plantas, incluyendo los problemas específicos identificados en el evento de degradación de la tapa de la vasija. Por ejemplo, la revisión del evento indicó que el deterioro de la situación había estado en marcha durante varios años y que las actividades planificadas de inspección, mantenimiento y modificaciones que podrían haber impedido, o incluso permitido un descubrimiento anterior de la degradación de la tapa, se aplazaban con frecuencia.</p> <p>La NRC incrementó la evaluación de los programas y acciones de los titulares, en relación con los problemas no resueltos de larga duración. Además, la NRC pasó a auditar los programas de compromisos en la gestión de los titulares cada tres años,</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NRC)	Fuente
<p>evaluando la adecuación de la implementación de una muestra de compromisos establecidos con la NRC en actividades y acciones de licencia antiguas.</p> <p>El programa de entrenamiento de inspectores de la NRC fue mejorado por un sistema basado en la Web para proporcionar una difusión más oportuna de la información al personal de inspección, y un método para el estudio individual. Se desarrollaron nuevos módulos de entrenamiento para abordar las lecciones aprendidas del evento de Davis Besse, tales como los efectos de la corrosión del ácido bórico y la importancia de mantener una cuestionadora hacia la seguridad.</p> <p>Se determinó que las debilidades en la cultura de seguridad en Davis-Besse, fueron una de las causas raíz del evento de degradación de la tapa de la vasija. Por lo tanto, el NRC tomó medidas significativas dentro del Proceso de Supervisión de Reactores para fortalecer la capacidad de detectar una cultura de seguridad débil en las inspecciones y evaluaciones de la NRC.</p> <p>Se han mejorado los aspectos de gestión del programa del Proceso de Supervisión de Reactores. Por ejemplo, se revisó la guía para administrar los recursos de la NRC dedicados a las plantas en una parada prolongada como resultado de problemas en la operación, para asegurar un menor impacto en la supervisión rutinaria en otras plantas. Además, para asegurar la continuidad de la supervisión de la NRC, se desarrolló y publicó un sistema para monitorizar las brechas en el personal residente permanente y senior en los emplazamientos, estableciendo el criterio de mantener una cobertura mínima del 90%.</p>	

Identificación de las medidas implantadas por el regulador español

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>Las centrales nucleares españolas con tecnología PWR analizaron la aplicabilidad a su central de los boletines de la NRC derivados de la degradación encontrada en la tapa de la vasija de la central americana de Davis-Besse. Dichos boletines son los siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> • <i>Bulletin 2002-01 de la NRC: Reactor pressure vessel head degradation and reactor coolant pressure boundary integrity.</i> 	(60)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>• <i>Bulletin 2002-02 de la NRC: Reactor Pressure Vessel Head and Vessel Head Penetration Nozzle Inspection Programs.</i></p> <p>• <i>Bulletin 2003-02: Leakage from reactor pressure vessel lower head penetrations and reactor coolant pressure boundary integrity.</i></p> <p>También analizaron la aplicabilidad de la Orden de la NRC de fecha 11 de febrero de 2003, sobre inspecciones de la tapa de la vasija del reactor.</p> <p>Como resultado de los análisis de aplicabilidad de estos documentos, los explotadores de centrales PWR realizaron diversas actividades, por ejemplo:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Envío al CSN del alcance detallado de las últimas inspecciones realizadas. – Análisis de las posibles fugas de refrigerante primario que pudieran afectar a la vasija, así como estudio de los materiales desde el punto de vista de susceptibilidad al fenómeno de corrosión bajo tensión. – Búsqueda de indicios de fugas mediante la detección de depósitos de ácido bórico. – Inspecciones adicionales a la tapa de la vasija del reactor, por ejemplo la inspección visual del metal sin calorifugado de la cabeza. – Elaboración del inventario con las áreas del primario que contienen Inconel 600 y otras aleaciones con base níquel, con una estimación de las temperaturas de funcionamiento, tiempo de funcionamiento a esas temperaturas, y nivel de tensiones. – Elaboración de propuestas de acciones a adoptar para prevenir o detectar las potenciales degradaciones. – Inspecciones de las penetraciones inferiores de la vasija, que se llevaron a cabo durante las recargas de 2004 y 2005. 	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Davis Besse, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- La dirección del titular de la planta no era consciente de no se estaban implantando correctamente, de acuerdo a los procedimientos administrativos, los programas de inspección en servicio y mantenimiento preventivo.
- El titular de la planta no realizó verificaciones y revisiones independientes, sobre varios aspectos: Boletines emitidos por la NRC, decisiones del departamento de ingeniería.
- Importancia de la realimentación de la EO: no se tuvo en cuenta experiencias operativas pasadas.

En definitiva, quedó demostrada una importante falta de cultura de seguridad, con un enfoque centrado en la producción eléctrica de la planta por encima de la seguridad.

Este evento, aunque tuvo repercusiones importantes en cuanto al concepto de aplicación de la cultura de seguridad, no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, ya que no hubo ningún daño al núcleo y, por lo tanto, no se produjeron liberaciones de material radiactivo al medio ambiente.

7.2.2.4. *Evento de Le Blayais*

Descripción de la planta y del evento

La central de Blayais consta de cuatro reactores de agua a presión, de 900 MWe, y está localizada en el suroeste de Francia, y son operados por *Électricité de France* (EDF).

El 27 de diciembre de 1999, una combinación de marea alta y vientos excepcionalmente fuertes producidos por la tormenta Martin, provocaron una marejada ciclónica (61), la cual causó un repentino aumento del nivel del agua en el estuario, inundando partes de la central. La inundación comenzó alrededor de las 19:30, y llegó a alcanzar cotas de hasta 5- 5.3 metros. La inundación dañó también el dique que rodeaba al Gironda, llevándose la parte superior de la protección rocosa.

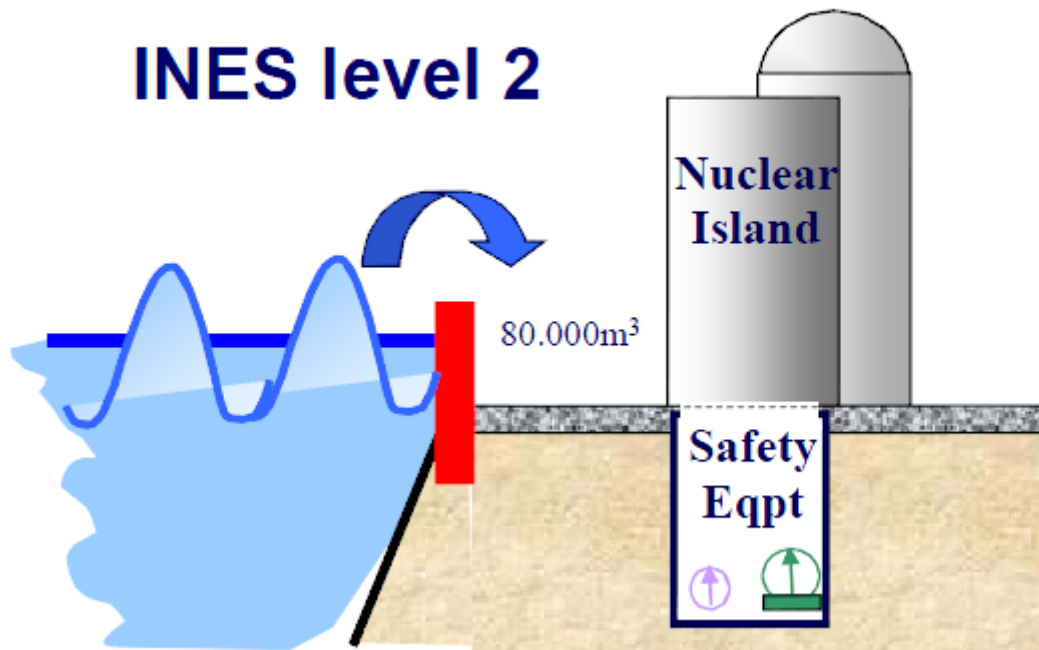


Ilustración 13: Representación de la marejada sobrepasando los diques de protección del emplazamiento. Fuente: (62)

El evento resultó en la pérdida del abastecimiento de energía externa de la central, lo cual hizo arrancar los generadores Diesel, que cumplieron correctamente con su función (63). El agua que sumergió el emplazamiento, sobretodo de las unidades 1 y 2, inundó:

- La sala que contenía las bombas del sistema de agua de servicios esenciales. Ello provocó la pérdida de las bombas del tren A del sistema de agua de servicios de la unidad 1, a consecuencia de la inmersión bajo el agua de sus motores. Se trata de bombas necesarias para extraer el calor residual del reactor en situaciones de parada y de accidente.
- Ciertas galerías.
- Algunas salas que contenían alimentación eléctrica, lo cual provocó, de forma indirecta, la indisponibilidad de ciertos cuadros eléctricos.
- El fondo del edificio de combustible de las unidades 1 y 2, que contenían las celdas de 2 de las bombas de inyección de seguridad, y las dos bombas del sistema de rociado de la contención. Se trata en ambos casos de componentes pertenecientes a los sistemas de salvaguardias de ingeniería, previstos para hacer frente a accidentes de pérdida del refrigerante del reactor (componentes relacionados con la seguridad, por lo tanto).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Además, bloqueó el acceso a la central de forma temporal, debido a que las carreteras estaban cortadas, la comunicación telefónica quedó también afectada, etc. Se produjo también un bloqueo de los filtros de la toma de agua.

El incidente ilustró el potencial de las inundaciones para dañar varios equipos de planta, y resaltó las debilidades de las medidas, sistemas y procedimientos de seguridad. Esto resultó en cambios fundamentales en la evaluación del riesgo de inundaciones en las centrales nucleares francesas y en las precauciones que se tomaron.



Ilustración 14: A la izquierda, imagen de la central de Le Blayais durante las inundaciones de 1999. A la derecha, imagen de la central después de las medidas implantadas a raíz del evento.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Altura insuficiente y forma inadecuada de los diques de protección, que se vieron superados por la marejada ciclónica (ésta superó el escenario de diseño más conservador previsto hasta entonces, que consideraba 5.02 metros sobre el nivel nacional francés) (64).
- Protección insuficiente de las salas subterráneas, las cuales contenían equipos relacionados con la seguridad (62).

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	La evaluación realizada en el diseño original de los peligros naturales (inundaciones) no era suficientemente conservadora.	(64)	Deficiencias en el diseño: Protección insuficiente contra eventos externos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

<p>Se realizó una re-evaluación de las bases de diseño originales, la cual determinó una nueva altura para proteger al emplazamiento de 5.46 metros sobre el nivel nacional francés. Bajo estas condiciones, EDF tenía previsto incrementar la altura del dique hasta los 5.70 metros sobre el nivel nacional francés. No obstante, los trabajos se pospusieron hasta el año 2002 por EDF.</p>	
--	--

Tabla 7-23: Causas-raíz del evento de Le Blayais

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-24: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Le Blayais

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	
1.1	Responsabilidades en la gestión	
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	X
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	X
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-25: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Le Blayais

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador francés (IPSN) y el operador (EDF)

Medida Implantada (IPSN+EDF)	Fuente
<p>EDF realizó un extenso plan de revisión de los riesgos frente a inundaciones, llevado a cabo a lo largo de 7 años y que incluyó varias disciplinas: I+D, ingeniería, operación.</p> <ul style="list-style-type: none"> Se identificaron todos los fenómenos que podrían dar lugar a una inundación en cualquiera de las 19 centrales nucleares situadas bien cerca de ríos, del mar o de estuarios, y se reevaluaron los peligros derivados de las inundaciones, así como el potencial impacto en cada emplazamiento. Antes del evento de 1999, se aplicaba para la evaluación de los riesgos en cuanto a inundaciones las “<i>Basic Safety Rules RFS I.2.e</i>”, 	(62)

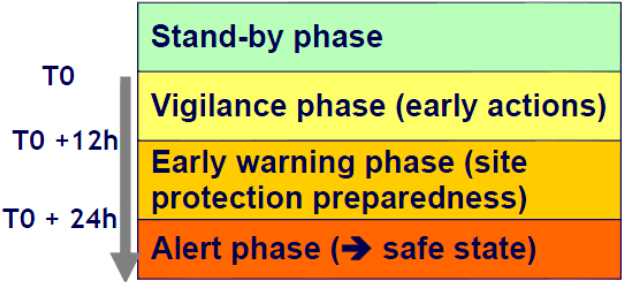
Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (IPSN+EDF)	Fuente
<p>a saber: (1) inundación debida a un río, (2) rotura de una presa, (3) mareas, (4) marejadas ciclónicas y (5) tsunamis.</p> <p>Desde el evento de 1999 en Le Blayais, se desarrolló una nueva metodología, en la cual se añadieron 8 nuevos fenómenos a tener en consideración:</p> <p>(6) Olas debidas al viento en el mar.</p> <p>(7) Olas debidas al viento en ríos o canales</p> <p>(8) Olas debido a la operación de válvulas y bombas</p> <p>(9) Deterioro de estructuras de retención de aguas (aparte de presas)</p> <p>(10) fallo de circuitos o equipos.</p> <p>(11) Lluvias en el emplazamiento, cortas e intensas.</p> <p>(12) Lluvias en el emplazamiento, regulares y continuas.</p> <p>(13) Aumento de los niveles freáticos</p> <p>+ Además de combinaciones realistas de los fenómenos.</p> <div data-bbox="363 1153 1228 1545" data-label="Diagram"> </div> <p>– Se tomaron medidas preventivas, como por ejemplo:</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ Identificación de los equipos que debían ser protegidos. ○ Revisión de las medidas de prevención actuales (estructuras, equipos, procedimientos, organización). Se revisaron los tipos la altura, los márgenes, la estabilidad, la clasificación de seguridad, la resistencia sísmica, el mantenimiento, el suministro eléctrico, etc. Se reforzaron los diques en algunos emplazamientos, por ejemplo: 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (IPSN+EDF)	Fuente
<div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div> <p>○ Se realizaron las modificaciones o mejoras cuando así se identificó como necesario. Por ejemplo, con puertas contra inundaciones, con materiales calificados para sellar las aperturas y sitios por dónde el agua podía fluir:</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;">   </div> <p>– Efectos de las inundaciones en las funciones de soporte de las centrales nucleares y su entorno:</p> <p>○ Se desarrollaron procedimientos específicos para inundaciones, con el esquema que puede verse a continuación:</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (IPSN+EDF)	Fuente
 <ul style="list-style-type: none"> ○ Se analizaron los riesgos: inaccesibilidad al emplazamiento, pérdida de alimentación eléctrica externa tipo baterías, comportamiento del sumidero de calor, comunicaciones, etc. ○ Se definieron medios para evitar estas situaciones, o bien para hacerles frente, como, por ejemplo: <ul style="list-style-type: none"> ▪ Preparar la protección del emplazamiento en las fases de aviso (e.g. cierre de aperturas con diques y sellos estancos) ▪ Llevar la planta a condición de parada segura, en caso necesario. – Se mejoraron las protecciones de la gran mayoría de emplazamientos frente a la inundaciones, con inversiones por valor de 110 Millones de €. – Se implantó un panel de vigilancia climática para reevaluar periódicamente la necesidad de medidas adicionales (básicamente en un marco periódico cada 10 años). – Dentro del marco temporal del evento, se transmitió una primera información acerca del evento a los organismos de seguridad extranjeros, mediante el sistema IRS (<i>Incident Reporting System</i>) de la OCDE. 	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Le Blayais, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- La evaluación realizada en el diseño original de los peligros naturales (inundaciones) no era suficientemente conservadora. Debido a ello, se reevaluó el diseño frente a los peligros de inundaciones, llevando a cabo actuaciones mediante modificaciones de

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

diseño en planta, adaptación de nuevos procedimientos, etc. La Ilustración 15 muestra gráficamente el plan de actuación sobre las centrales francesas para incorporar las lecciones aprendidas del evento:

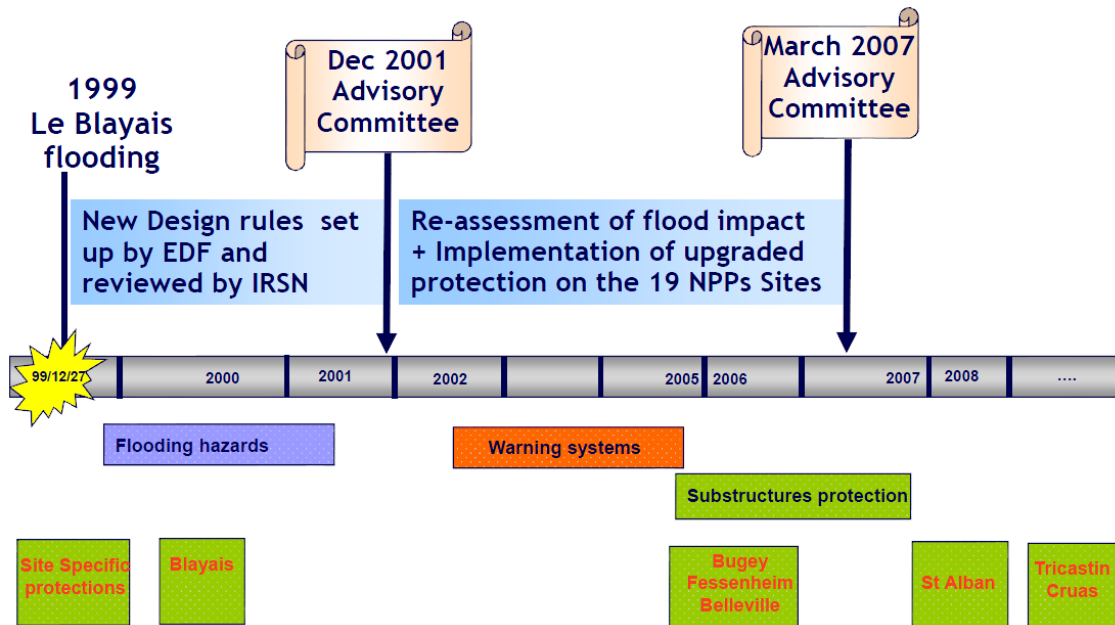


Ilustración 15: Esquema del proceso de revisión de vulnerabilidades de las centrales francesas a inundaciones. Fuente (62)

Este evento puede ser considerado como un precursor del evento de Fukushima, ya que también tuvo su origen en un evento externo (marejada ciclónica) contra el cual no existían suficientes protecciones en el diseño original de la planta.

Este evento, aunque tuvo repercusiones importantes en cuanto al concepto de protección frente a fenómenos naturales (i.e. inundaciones) en todos los reactores en Francia, no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, ya que no hubo ningún daño al núcleo y, por lo tanto, no se produjeron liberaciones de material radiactivo al medio ambiente.

7.2.2.5. Evento de Vandellós II

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear de Vandellós II es una central de tipo PWR de Westinghouse, con una potencia eléctrica de 1087 MWe. Está emplazada junto al mar mediterráneo.

El evento se produjo en el sistema de servicios esenciales. El diseño original de este sistema consiste en un tipo de tubería de hormigón con alma de acero (BONNA), resistente a la corrosión

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

por agua de mar, enterrada desde la casa de bombas hasta el acceso a los edificios de la central donde están alojados los sistemas que debe refrigerar.

El día 25 de agosto de 2004, con la central al 100% de potencia, durante el proceso de arranque de la bomba de impulsión del tren B del sistema de agua de servicios esenciales, se produjo la rotura de una boca de hombre de acceso a la línea del tren B de dicho sistema (tubería Bonna). Tras declarar inoperable dicho tren, el titular decidió llevar la central a espera en caliente y realizar la reparación de la boca de hombre que rompió. Esta reparación era temporal, válida hasta la parada de recarga de marzo de 2005, en que se retiró y, en su lugar, se realizó una reparación definitiva de la citada boca de hombre. La rotura estuvo motivada por la existencia de corrosión externa generalizada a todo el cuello de la boca de hombre.

Tras la reparación mencionada, y la declaración de operabilidad del tren B, se puso fuera de servicio el tren A del mismo sistema, al detectarse pérdida de espesor de pared por corrosión, localizada en el cuello de la boca de hombre de este tren, situada en posición simétrica respecto de la que había fallado del tren B, y que había originado la parada de la central. En ella el titular decidió realizar una reparación temporal, igual y con los mismos condicionantes a la ya efectuada anteriormente.

El titular midió espesores en las bocas de hombre de los dos trenes del sistema de esenciales, comprobando que existía una pérdida generalizada de espesor, aunque en distinto grado, en los cuellos de todas ellas respecto de su valor nominal: además, detectó la existencia de un nuevo rezume en una boca de hombre del tren B, diferente a la que había fallado. Seguidamente, procedió a su reparación, esta vez mediante un método diferente al utilizado en la reparación de las dos bocas de hombre mencionadas al principio. En esta ocasión el titular decidió implantar un refuerzo exterior de hormigón armado alrededor del cuello de la boca de hombre afectada, en lugar de la sustitución de éstos. Esta reparación también era temporal, y con las mismas condiciones de validez que las anteriores.

En esta situación, procedió a declarar la operabilidad del tren B de esenciales con rezume, y posteriormente, el día 29 de agosto, arrancar la central, alcanzando la plena potencia el día 30 del mismo mes.

Tras el citado arranque, el titular realizó diversas acciones de reparaciones en bocas de hombre del sistema de agua de servicios esenciales para asegurar la integridad estructural de las mismas, y aprovechando la parada programa para recarga de combustible llevada a cabo en el año 2005, inició el día 15 de marzo de dicho año una parada prolongada para inspeccionar y revisar, y reparar en caso necesario, los sistemas de la central y en particular el de agua de servicios esenciales, que duró hasta el 3 de septiembre de ese mismo año (65).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Dado que no se produjo el fallo del tren A, ni la ocurrencia de otros sucesos que hubieran requerido la actuación de otros sistemas de seguridad de la central, el fallo del tren B no ha afectado a la refrigeración del reactor y no ha tenido ninguna consecuencia para los trabajadores, la población o el medio ambiente. Sin embargo, es una exigencia de seguridad el mantenimiento de la redundancia de trenes y la existencia de amplios márgenes de seguridad. En este caso, la rotura del tren B y la degradación existente en el tren A han supuesto una reducción de los márgenes requeridos, lo cual no es aceptable (66).

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Proceso de corrosión generalizada en el sistema de agua de servicios esenciales, causando la rotura del tren B y la degradación en el tren A.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	Debilidades en el diseño de la tubería BONNA.	(66)	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en materiales
2	Incorrecta vigilancia de las tuberías del EF. Mantenimiento ineficaz de los cuellos de las bocas de hombre.	(66)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Actitudes incorrectas Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes
3	Falta de sensibilidad generalizada en la organización sobre la importancia para la seguridad del sistema de agua de servicios esenciales.	(66)	
4	Problemas organizativos y deficiencias en la gestión.	(66)	
5	Primacía de la producción frente a la seguridad.	(66)	
6	Arranque de la central tras la rotura sin los análisis de seguridad adecuados. Declaraciones de operabilidad sin adecuadas evaluaciones de seguridad.	(66)	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en evaluaciones de seguridad tras fallos

Tabla 7-26: Causas-raíz del evento de Vandellós II

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-27: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Vandellós II

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-28: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Vandellós II

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador español

Medida Implantada (CSN)	Fuente
Durante el periodo en que tuvo lugar el incidente, el CSN realizó un análisis detallado de las actuaciones del titular en torno al incidente del sistema de servicios esenciales, mediante el que identificó deficiencias organizativas y de gestión de la seguridad de la organización de explotación del titular como causas raíces del incidente. También identificó las causas de carácter técnico que motivaron el citado incidente.	(65)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>Como consecuencia de los hallazgos identificados, el CSN requirió del titular la elaboración de un Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad, que tuviera como finalidad la eliminación de las causas tanto técnicas y de gestión identificadas como originadoras del incidente, pero con una perspectiva de extensión a todos los sistemas de la central y a toda la organización del titular.</p> <p>Una primera consecuencia de las actuaciones anteriores, y en particular, del Plan de Acción mencionado, fue la realización de cambios organizativos significativos en su organización de explotación para reorientar en la dirección correcta la gestión de la seguridad de la central.</p> <p>Por otra parte, el Consejo de Seguridad Nuclear realizó las siguientes actuaciones en relación con el incidente operativo mencionado:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Clasificó el incidente como nivel 2 en la escala INES. • El 12 de agosto de 2005 aprobó el Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad en su revisión 2. • El 25 de julio de 2006, acordó informar favorablemente la revisión nº 17 del Reglamento de Funcionamiento, sobre cambios organizativos de acuerdo con el Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad. <p><i>Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad.</i></p> <p>Este plan tuvo como fin resolver, en un horizonte temporal de tres años desde su apreciación favorable por el CSN, las causas que han originado todos los problemas organizativos así como los de carácter técnico, identificados tras las actuaciones del titular de la instalación en el incidente del sistema de agua de servicios esenciales del 25 de agosto de 2004, mediante el desarrollo de 36 acciones de diferente naturaleza distribuidas en cinco programas: <i>gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño, inspecciones y vigilancia.</i></p> <p>Asociación Nuclear Ascó Vandellós (ANAV) (el operador de la central), a través de su Dirección General y órganos de gobierno, asumió la función de impulsar, coordinar y supervisar las acciones relacionadas con la gestión de la seguridad, que durante el período de tres años que va desde la fecha de aceptación del Plan por el CSN hasta mediado el año 2008, se centraron, fundamentalmente, en las actividades del Plan de Acción. Por tanto, el titular, marcó como objetivo para este período el de implantar todas las acciones que integran el citado plan y el de verificar su efectividad mediante el establecimiento de los mecanismos de supervisión</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>necesarios, para asegurar un nivel adecuado de la gestión de la seguridad de la central.</p> <p>El titular, a instancias del CSN, introdujo en su PAMGS (Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad), los procesos de supervisión y auto-evaluación, como mecanismos para medir la efectividad de dicho plan en relación al avance de la organización en la mejora de la gestión de la seguridad de la central.</p> <p>Un elemento de supervisión lo constituyeron las evaluaciones externas de grupos u organismos internacionales, tales como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y un grupo de expertos internacionales constituido por la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE a solicitud del CSN, que elaboró las recomendaciones en las que se apoyó la confección básica del Plan de Acción. Los elementos de supervisión del plan se completaron con un sistema de indicadores de funcionamiento, que le permitió al titular realizar un adecuado seguimiento del desarrollo de las acciones que lo integran.</p> <p>El <i>Programa de gestión y liderazgo</i> tenía como fin establecer una dirección en la organización, que fuera capaz de motivar al resto del personal de la organización en la gestión de la seguridad. Para ello, el titular, a través de la Dirección General incidió en el establecimiento de nuevos comportamientos del personal y en la adopción de nuevos modelos de la evaluación del desempeño del personal en la ejecución de las actividades, como dos puntos de partida básicos para llevar a cabo la mejora de la gestión de la seguridad.</p> <p>El <i>Programa de organización</i> condujo al titular a llevar a cabo una reestructuración organizativa con el fin de consolidar la corrección de las debilidades organizativas identificadas con motivo del incidente del sistema de esenciales y de otras situaciones relevantes, mediante la modificación de la estructura y la reasignación de funciones y responsabilidades de importantes unidades organizativas, tales como: Los órganos de gobierno de ANAV, la Dirección General, los órganos de asesoramiento como son los Comités de seguridad de la organización, y departamentos de gran peso como son los de ingeniería, mantenimiento y grupo de calidad.</p> <p>El <i>Programa de sistemas de gestión</i> le proporcionó al titular herramientas y medios para reforzar los sistemas de gestión establecidos en la organización y a la vez crear otros nuevos, para asegurar un tratamiento adecuado de la seguridad en las actividades de explotación. Algunos medios o herramientas son de gran alcance,</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>como por ejemplo el programa para conseguir una asunción adecuada de la cultura de seguridad en ANAV o la priorización de modificaciones de diseño en base a criterios de seguridad, en sustitución de los criterios anteriormente establecidos, o el Programa de Acciones Correctivas (PAC).</p> <p>En el ámbito del <i>Programa de Comunicación</i>, el titular estableció un programa de comunicación interna, basado en las líneas estratégicas de la nueva dirección de ANAV, con el fin de reestablecer al nivel adecuado la comunicación interna en ANAV y la interrelación entre departamentos como medios para asegurar una ejecución adecuada del desempeño de las funciones de todo el personal de la organización. Un hito importante del programa de comunicación es la mejora del proceso de notificación y comunicación de incidentes y anomalías.</p> <p>Finalmente, dentro del <i>Programa de mejoras en diseño, inspección y vigilancia de sistemas</i>, las acciones dedicadas a la resolución de la problemática del sistema de agua de servicios esenciales (sistema EF) y de los sistemas por él refrigerados – sistemas de agua de refrigeración de componentes (sistema EG); de agua enfriada esencial (sistema GJ); y de agua de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia (sistema KJ)– fueron las actividades más importantes del programa.</p> <p>La solución final del titular, contempló la implantación de un nuevo sistema de agua de servicios esenciales (EJ), en sustitución del antiguo sistema con agua de mar, de clase de seguridad, de doble tren (doble línea de tuberías y de equipos), y cada tren con su correspondiente torre de refrigeración de tiro forzado que incluye en el circuito una balsa de agua dulce, con una capacidad tal que posibilite el funcionamiento del sistema el tiempo suficiente para hacer frente a las condiciones operativas más desfavorables de la central consideradas en la base de licencia. Este sistema disipa el calor que extraiga a la atmósfera en vez de al mar, como lo hace el actual sistema de servicios esenciales. El diseño del nuevo sistema, concebido en base a la solución expuesta, permitió desclasificar el antiguo sistema de servicios esenciales como sistema de clase de seguridad.</p>	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Vandellós II, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Debido a una deficiente cultura de seguridad por parte del titular de la instalación, y a varios problemas organizativos y de gestión, no se llevó a cabo un mantenimiento adecuado de las bocas de hombre del sistema de agua de servicios esenciales; no se dio la importancia adecuada a este sistema, relacionado con la seguridad; se dio prioridad a la producción antes que a la seguridad; no se realizaron los análisis de seguridad adecuados después de las roturas acaecidas, declarando operable el sistema; existió ocultación y retraso en la información al CSN.
- A raíz de estos hallazgos, se llevaron a cabo, tanto por parte del operador (ANAV) como del organismo regulador (CSN), un conjunto de medidas organizativas y técnicas para mejorar de forma sustancial la seguridad nuclear de la instalación, creando el titular de la planta el plan PAMGS (Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad), el cual estaba compuesto por 36 acciones de diferente naturaleza distribuidas en cinco programas: *gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño, inspecciones y vigilancia.*
- La decisión final del titular ante los problemas de corrosión generales que sufrió el sistema de agua de servicios esenciales fue la construcción de un nuevo sistema, el sistema de agua de salvaguardias tecnológicas, que pasó a desempeñar la función de seguridad del antiguo sistema EF.

Este evento, aunque denostó una falta importante de cultura de seguridad por parte del titular, no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, ya que no hubo ningún daño al núcleo y, por lo tanto, no se produjeron liberaciones de material radiactivo al medio ambiente.

7.2.2.6. *Evento de Ascó I*

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear de Ascó I es una central de tipo PWR de Westinghouse, con una potencia eléctrica de 1033 MWe. Está emplazada junto al río Ebro.

Con la central en situación de operación a potencia, el día 2 de abril de 2008, durante una extensión de la vigilancia radiológica de áreas exteriores de la unidad I de la central nuclear de Ascó, fueron detectadas varias partículas radiactivas sólidas en diversas localizaciones: terraza de los edificios de combustible, auxiliar, turbina y control, zona de penetraciones mecánicas de la contención y otras zonas a nivel del suelo. La extensión del programa de vigilancia radiológica de áreas exteriores se estaba realizando debido a que, el día 14 de marzo, durante el programa de vigilancia periódica, se había encontrado contaminación radiactiva en una zona próxima a la esclusa de equipos del edificio de contención.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

El día 4 de abril, el titular emitió el informe de suceso notificable ISN-AS1-127, comunicando el hallazgo y recogida, dentro de su emplazamiento, de partículas radiactivas, e indicando como potencial origen de las mismas un incidente operativo ocurrido en noviembre de 2007, al final de la decimonovena recarga de la unidad I de la central.

Las partículas se recogieron en el terreno situado dentro del doble vallado y en las terrazas de diversos edificios de la central y se retiraron de forma indiscriminada con tierra.

El suceso tuvo su origen en un incidente operativo, ocurrido al final de la 19ª recarga de la unidad I de Ascó (iniciada el 27 de octubre de 2007 y finalizada el 1 de diciembre de 2007). Durante la recarga y con objeto de trasladar los elementos combustibles irradiados desde el reactor a su almacenamiento en el edificio de combustible, se mantienen conectados la cavidad de recarga y este edificio a través del tubo de transferencia, que atraviesa la contención, y termina en un canal en el edificio de combustible, adosado a la piscina de almacenamiento y separado de ella por una compuerta abierta en recarga, de forma que se constituye un trayecto para los elementos combustibles, bajo un espesor de más de 6 metros de agua que proporciona el blindaje suficiente para la cota de operación.

Terminada la recarga, se cierra el tubo de transferencia y se coloca la compuerta de separación entre el canal de transferencia y la piscina de combustible. La cavidad de recarga y el canal de transferencia se vacían de agua y se descontaminan. La descontaminación incluye el chorreado de paredes y estructuras y arrastre de suciedad y partículas hasta la cota más baja en la que se sitúa un pocete de recogida. Los últimos restos de agua del canal (unos 50 litros) se extraen de ese pocete, mediante una aspiradora portátil.

En una maniobra no prevista en el procedimiento aplicable, el depósito de la aspiradora, con el agua recogida y los lodos decantados que incorporaba, se izó desde el fondo del canal de transferencia a la cota de operación del edificio de combustible y su contenido se vertió manualmente a la piscina. Ya sea por vertido directo o por salpicadura, parte del agua fue absorbida por el sistema de ventilación del edificio, ya que algunas de sus rejillas de aspiración se sitúan en la pared de la piscina, entre la cota de operación (borde superior de la piscina) y la superficie del agua.

A continuación se describe la secuencia del incidente operativo que dio lugar al suceso notificable del 4 de abril:

- El día 26 de noviembre, previamente al izado del depósito de la aspiradora a la cota de operación del edificio y, ante la eventualidad de que los monitores de radiación de área, al detectar la actividad contenida en él, arrancasen la ventilación de emergencia, se pusieron en marcha manualmente desde la sala de control las dos ramas de dicha ventilación, sin cerrar previamente las compuertas de aspiración desde las rejillas situadas en la pared de la piscina.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Posteriormente se efectuó el vertido del contenido de la aspiradora a la piscina de combustible, sin que los operarios que la realizaron apreciaran la entrada de parte del líquido por las rejillas de aspiración del sistema de ventilación del edificio. La maniobra, tal como se había previsto, activó las alarmas de los monitores de radiación, sin más consecuencias, pues el sistema de extracción de emergencia ya estaba arrancado.
- Finalizada la maniobra la alarma de los monitores no cesó debido a que la tasa de dosis que detectaban seguía por encima de su punto de actuación. La investigación de este hecho condujo a identificar las rejillas de las tomas de aspiración de la pared de la piscina como fuente de la radiación, observándose en ellas humedad y restos de óxido.
- El día 27 de noviembre de 2007, el titular intentó descontaminar las rejillas sin conseguirlo, procediendo a colocar mantas de blindaje de plomo sobre ellas y sobre los conductos de ventilación contaminados hasta conseguir reducir los niveles de radiación en la zona. A pesar de ello, la zona hubo de reclasificarse radiológicamente debido a la alta tasa de dosis en ella.
- El mismo día 27, el titular ajustó los niveles de alarma y actuación de los monitores de radiación para adecuarlos a los nuevos niveles de radiación existentes en la zona y con objeto de eliminar la alarma y las consiguientes demandas automáticas de actuación y parada de los sistemas de ventilación de emergencia y normal, respectivamente, durante las intervenciones de descontaminación.
- El sistema de ventilación de emergencia se mantuvo en funcionamiento, según los registros, hasta el día 29 de noviembre de 2007 en que se paró, arrancándose el sistema de ventilación normal, lo que permitió el vertido al exterior de la contaminación existente en los conductos del sistema. Las condiciones meteorológicas en esa fecha correspondían a una situación de tiempo estable y sin vientos en la zona.

Los filtros de alta eficacia de los que dispone el sistema de ventilación en modo de emergencia retuvieron la contaminación puesta en circulación en dicho sistema y hubieran evitado la emisión al exterior de haber seguido actuando la ventilación en dicho modo. La puesta en marcha de la ventilación normal dio lugar a la emisión al exterior de una fracción de partículas contaminadas.

No existen dudas sobre el origen del suceso, constituido por la emisión de partículas radiactivas por la chimenea a consecuencia del arrastre de la contaminación depositada en los conductos de ventilación del edificio de combustible a través del sistema normal, una vez que se arrancó el 29 de noviembre de 2007.

Durante 2009 fue remitido al Parlamento el informe radiológico final del suceso de liberación de las partículas de Ascó I ocurrido en 2007. El informe confirma la ausencia de impacto radiológico real en las personas, el alcance limitado de la emisión al exterior, así como el progreso en la normalización radiológica del emplazamiento, aspecto ya finalizado en 2010 (67).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

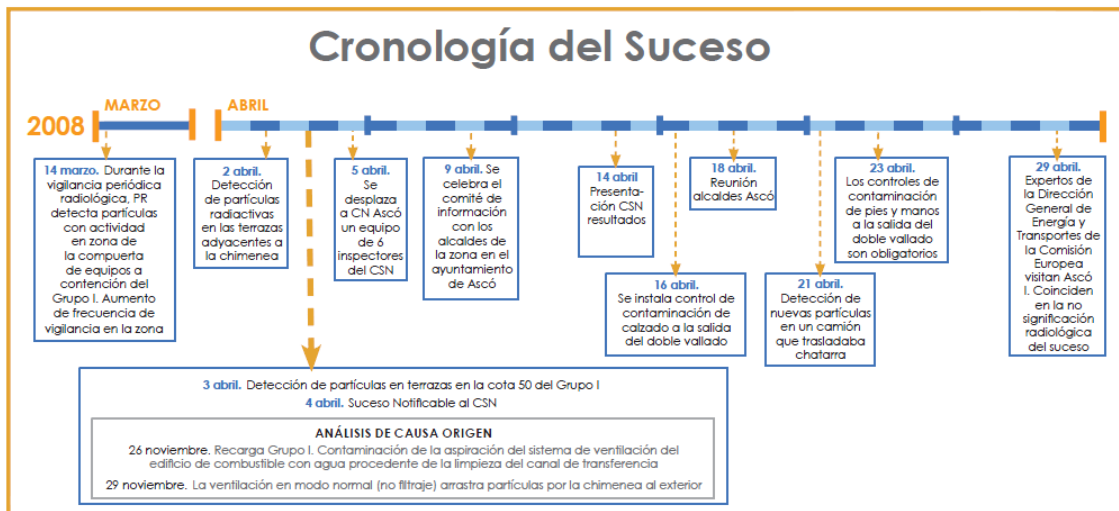


Ilustración 16: Cronología del suceso de partículas de Ascó I. Fuente: (68)

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Contaminación de la aspiración del sistema de ventilación del edificio de combustible con agua procedente de la limpieza del canal de transferencia (26 de noviembre 2007).
- La ventilación en modo normal (no filtraje) arrastró partículas por la chimenea al exterior (29 de noviembre 2007)

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	El suceso fue causado por una combinación de malas prácticas e incumplimiento de normas operativas.	(69)	Factor humano (cultura de seguridad): Violaciones de procedimientos y reglas Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Actitudes incorrectas

Tabla 7-29: Causas-raíz del evento de Ascó I

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	X
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	X

Tabla 7-30: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Ascó I

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	X
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-31: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Ascó I

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<u>Medidas de refuerzo requeridas por el CSN para el operador (ANAV) (67):</u>	(67)
El incidente de liberación de partículas radiactivas de la central Ascó I notificado en abril de 2008, dio lugar a la realización de 13 inspecciones para el seguimiento de las acciones de respuesta planificadas en el mismo año 2008.	(69) (70)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>A consecuencia del suceso, el CSN remitió al titular de la central una instrucción técnica requiriendo la realización de un análisis de causa raíz y la definición de acciones correctoras.</p> <p>La central de Ascó presentó una propuesta de actuaciones, dirigida a identificar los factores contribuyentes al incidente y a sentar las bases para el desarrollo de un plan de mejora denominado Plan de refuerzo organizativo, cultural y técnico (Procura) con un alcance temporal de tres años. El 18 de junio de 2008 el CSN dio su apreciación favorable a dicha propuesta.</p> <p>Además, la central nuclear de Ascó puso en práctica, adicionalmente al Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (Procura), diversas acciones para la recuperación y normalización del emplazamiento.</p> <p>En septiembre de 2008, el CSN estableció un comité de seguimiento de las actuaciones del titular, para identificar las actividades precisas de supervisión e inspección. En 2009 el comité celebró cinco reuniones.</p> <p>El estado de las actividades más importantes acometidas por la central es el siguiente:</p> <p>1. <i>Sistema de ventilación del edificio de combustible de la central nuclear Ascó I y II.</i></p> <p>Ascó dio por concluidas las operaciones de limpieza radiológica de los conductos del sistema de ventilación del edificio de combustible de ambas unidades. El titular mantuvo un control radiológico exhaustivo de estos sistemas hasta julio de 2012.</p> <p>Adicionalmente, el titular remitió al CSN un Programa especial de vigilancia radiológica en el interior de los edificios y estructuras de la central no sometidas a vigilancia radiológica, en cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria de 30 de julio de 2009. Los resultados concluyen que los niveles de radiación en las zonas investigadas no superan los valores del fondo ambiental.</p> <p>2. <i>Estado radiológico de las áreas exteriores de la central.</i></p> <p>Ascó dio por concluidas las operaciones de monitorización y limpieza radiológica del emplazamiento, excepto las zonas cubiertas con gravas, informando de sus resultados al CSN, quién realizó una inspección monográfica al respecto en febrero de 2009. En relación con la gestión de las gravas, se procedió a su retirada de las zonas del interior del doble vallado, trasladándolas a otra zona del emplazamiento para su control y limpieza radiológica.</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>En respuesta a otra ITC de 30 de julio de 2009 sobre la realización de un programa especial de vigilancia radiológica en el emplazamiento, Ascó desarrolló procedimientos para la verificación final del estado del emplazamiento con medidas de vigilancia dinámicas y estáticas. Los resultados de las medidas dinámicas aplicadas no detectaron ninguna contaminación significativa.</p> <p><i>3. Seguimiento del Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (Procura).</i></p> <p>El 1 julio de 2009, el Consejo apreció favorablemente el Plan Procura, requiriendo el envío, en el plazo de seis meses, de una nueva revisión que incorpore diversas mejoras.</p> <p>El 17 de diciembre se recibió la revisión 2 del Plan que daba respuesta a las condiciones impuestas por el CSN, recibiendo su apreciación favorable. En el marco del Plan PROCURA se contempla el informe "Análisis de las recomendaciones de los informes de diagnóstico del Procura". Este informe integra las recomendaciones de los análisis de causa raíz, realizados con la metodología MORT, así como las acciones para abordar dichas recomendaciones.</p> <p>El plan PROCURA se compuso de los siguientes diagnósticos:</p> <ul style="list-style-type: none"> A. Análisis MORT (<i>Management Oversight and Risk Tree</i>) del Suceso. B. Análisis transversal de un conjunto de situaciones relevantes y de los principales hallazgos del SIS. C. Identificación de potenciales debilidades en la implantación del PAMGS en CN Ascó. D. Revisión del funcionamiento de diversos sistemas de control y/o gestión: PAC, PAP, Experiencia Operativa, autoevaluación, auditorías de Garantía de Calidad. E. Evaluaciones Externas de la Cultura de Seguridad y revisión de las acciones emprendidas en respuesta a la evaluación de 2002. F. Revisión de las acciones de PR derivadas del Peer Review 2005. G. Follow-up del Corporate Peer Review a la Junta de Administradores. H. Evaluación de las actuaciones de CN Ascó en relación con la transparencia y la comunicación del suceso al CSN y al público en general. I. Relación de causas con los componentes de las áreas transversales del ROP. 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>J. Propuesta de actuación para la Regla de Mantenimiento.</p> <p>K. Análisis comparativo (Benchmarking) con organizaciones de otras centrales nucleares.</p> <p>En el año 2009 se realizaron siete inspecciones para efectuar el seguimiento del Plan de Actuaciones previstas por Ascó en respuesta al suceso de liberación de partículas y dos para realizar el seguimiento del Plan de Refuerzo Organizativo Cultural y Técnico (Procura) de la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós (ANAV).</p> <p><u>Medidas sancionadoras requeridas por el CSN para el operador (ANAV) (70):</u></p> <p>El Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), en su reunión del 18 de agosto de 2008, acordó proponer al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la apertura de un expediente sancionador que incluye cuatro propuestas de sanción graves y dos leves, debido a los incumplimientos del titular ya que, por ejemplo, entre la detección de las primeras partículas activas y la notificación del suceso, forzada finalmente por la intervención del CSN, trascurrieron más de dos semanas (69).</p> <p>La decisión del Pleno del Consejo se fundamenta en que, a pesar de no haber existido daño a la población ni al medio ambiente y la estimación en términos de riesgo ha sido remota y de carácter leve, se han producido fallos significativos en el control y en el suministro de información al Consejo por parte del titular de la planta, de los que se derivan, las siguientes propuestas de sanción:</p> <ul style="list-style-type: none"> — Sanción grave en grado máximo: por la “emisión radiactiva con potencial de superación de límites de dosis para miembros del público en el interior del doble vallado de la central”. Uno de los factores contribuyentes a esta emisión se produjo al “haber modificado el punto de tarado de los monitores de radiación del edificio de combustible a un valor superior al establecido”. — Sanción grave en grado medio: por incumplimiento del Manual de Protección Radiológica, por no establecer el control de contaminación externa del personal una vez descubierta la contaminación del emplazamiento, y por no clasificar, señalar y delimitar radiológicamente las zonas de libre acceso de la central tras la detección de las partículas calientes en dichas zonas el 14 de marzo de 2008 y en fechas posteriores. — Sanción grave en grado medio: por incumplimiento de la Instrucción IS-10, al no haber notificado los hallazgos de partículas desde el 14 de marzo hasta el día 4 de abril, que notificó el suceso, y de la Instrucción IS-14, por no haber proporcionado a 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>la Inspección Residente información pronta y veraz sobre la contaminación en zona de libre acceso entre esas mismas fechas.</p> <p>— Sanción grave en grado medio: por incumplimiento del Manual de Protección Radiológica, al no dejar constancia en los registros de vigilancia de la contaminación encontrada en zonas de libre acceso.</p> <p>— Sanción leve en grado mínimo: por incumplimiento de la Instrucción IS-10, al no haber emitido el correspondiente informe de suceso notificable ante la demanda de actuación de los monitores del edificio de combustible de la central nuclear el 26 de noviembre de 2007.</p> <p>— Sanción leve en grado mínimo: por incumplimiento del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, al no adoptar las medidas necesarias para minimizar la probabilidad de exposiciones potenciales el 21 de abril de 2008 al permitir la salida del emplazamiento de un camión de chatarra que contenía partículas radiactivas.</p> <p>Así mismo, se produjo también un incumplimiento de la reglamentación sobre transporte de mercancías peligrosas.</p> <p>Finalmente, el ministro de Industria, Turismo y Comercio en aquella época (2009), Miguel Sebastián, firmó una orden ministerial por la que se sancionaba a la empresa titular de la central nuclear Ascó I (Tarragona), la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós (ANAV), por la comisión de cuatro infracciones graves en relación con la liberación de partículas radiactivas en esta central nuclear notificada en abril de 2008.</p> <p>La multa ascendió a 15.390.000 euros por la suma de las cuatro infracciones graves ya señaladas y otras dos infracciones leves.</p> <p><u>Medidas de refuerzo requeridas por el CSN para el resto de operadores (69):</u></p> <p>El CSN requirió a todas las centrales nucleares españolas el análisis de aplicabilidad a su instalación del suceso, incidiendo especialmente en los sistemas de ventilación, vías de extracción no filtradas y posibles mecanismos de generación de partículas calientes.</p> <p>Además, el CSN requirió a todas las centrales nucleares y a la fábrica de combustible de Juzbado, la realización de un programa especial de vigilancia radiológica de las áreas exteriores dentro del emplazamiento.</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Identificación de las medidas implantadas por el operador

Medida Implantada (ANAV)	Fuente
<p>1. Derivado del suceso notificable ISN AS1-127 “Suceso de emisión de partículas CN Ascó I” en abril de 2008, en el que se produjo la emisión de partículas al exterior por la extracción normal de aire del edificio de combustible de CN Ascó I, se modificó el alineamiento del sistema de ventilación del edificio de combustible para que dicha extracción fuera permanentemente filtrada. Dicha modificación se realizó mediante el PCD 1/30674-1 “Cambio de conductos de la ventilación normal del edificio de Combustible (AS1-127)”, cuya implantación tuvo lugar el 31 de diciembre de 2011 (71).</p> <p>2. El Sistema de Ventilación del Edificio de Combustible estaba compuesto originalmente por dos trenes redundantes (trenes de emergencia) que incluían una unidad de filtración y una tercera línea (línea de bypass) sin unidad de filtración. A raíz del suceso de partículas de 2008, el titular tomó la decisión de eliminar dicha línea de bypass, dejando únicamente como líneas de extracción del sistema los dos trenes de emergencia. Primeramente, y como medida inmediata, se optó por la colocación de una brida ciega en el conducto de bypass y, posteriormente, se procedió a la eliminación del conducto de dicha línea así como los componentes asociados (ventilador y compuerta). Esta modificación de diseño se realizó mediante la PCD 1-2/30674-1 "Modificación de la ventilación normal del Edificio de Combustible" y está totalmente implantada en ambas unidades (72).</p>	<p>(71)</p> <p>(72)</p>

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Ascó I, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Una combinación de malas prácticas e incumplimiento de normas operativas demostraron una importante falta de cultura de seguridad por parte del titular de la instalación, lo que llevó al suceso de liberación de partículas de Ascó.
- A raíz de estos hallazgos, se puso en marcha un Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico, llamado PROCURA, y que consistió en:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Análisis MORT (*Management Oversight and Risk Tree*) de las causas raíz del suceso.
- Análisis transversal de un conjunto de situaciones relevantes y de los principales hallazgos del SISC (Sistema Integrado de Supervisión de Centrales).
- Identificación de potenciales debilidades en la implantación del PAMGS (Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad) en CN Ascó.
- Revisión del funcionamiento de diversos sistemas de control y/o gestión: PAC, PAP, Experiencia Operativa, autoevaluación, auditorías de Garantía de Calidad.
- Evaluaciones Externas de la Cultura de Seguridad y revisión de las acciones emprendidas en respuesta a la evaluación de 2002.
- Revisión de las acciones de PR (Protección radiológica) derivadas del Peer Review 2005.
- Follow-up del Corporate Peer Review a la Junta de Administradores.
- Evaluación de las actuaciones de CN Ascó en relación con la transparencia y la comunicación del suceso al CSN y al público en general.
- Relación de causas con los componentes de las áreas transversales del ROP (*Reactor Oversight Process*).
- Propuesta de actuación para la Regla de Mantenimiento.
- Análisis comparativo (Benchmarking) con organizaciones de otras centrales nucleares.

Este evento, aunque denostó una falta importante de cultura de seguridad por parte del titular, y aunque supuso la liberación de ciertas partículas radiactivas al medio ambiente, no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, y tampoco hubo ningún daño al núcleo. El alcance de la emisión en el exterior fue limitado y afectó al entorno próximo al emplazamiento. Las únicas 5 partículas encontradas, todas ellas en áreas cercanas a la central nuclear, dan una idea clara de la magnitud y alcance geográfico del impacto en el exterior (73).

7.2.3. Tecnología francesa (UNGG)

7.2.3.1. Evento de Saint-Laurent-des-Eaux

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear de Saint-Laurent-Des-Eaux consta de un sistema nuclear de producción de vapor formado por un reactor con combustible de uranio natural metálico, moderado por grafito

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

y refrigerado por gas (CO₂). Es una central de tecnología francesa, perteneciente a los llamados reactores “UNGG”. La experiencia en Francia con la operación de reactores refrigerados por gas empezó en el año 1959, con el reactor G2 en Marcoule. El reactor de Saint-Laurent-Des-Eaux, es el reactor que se tomó como referencia para el reactor de Vandellós I.

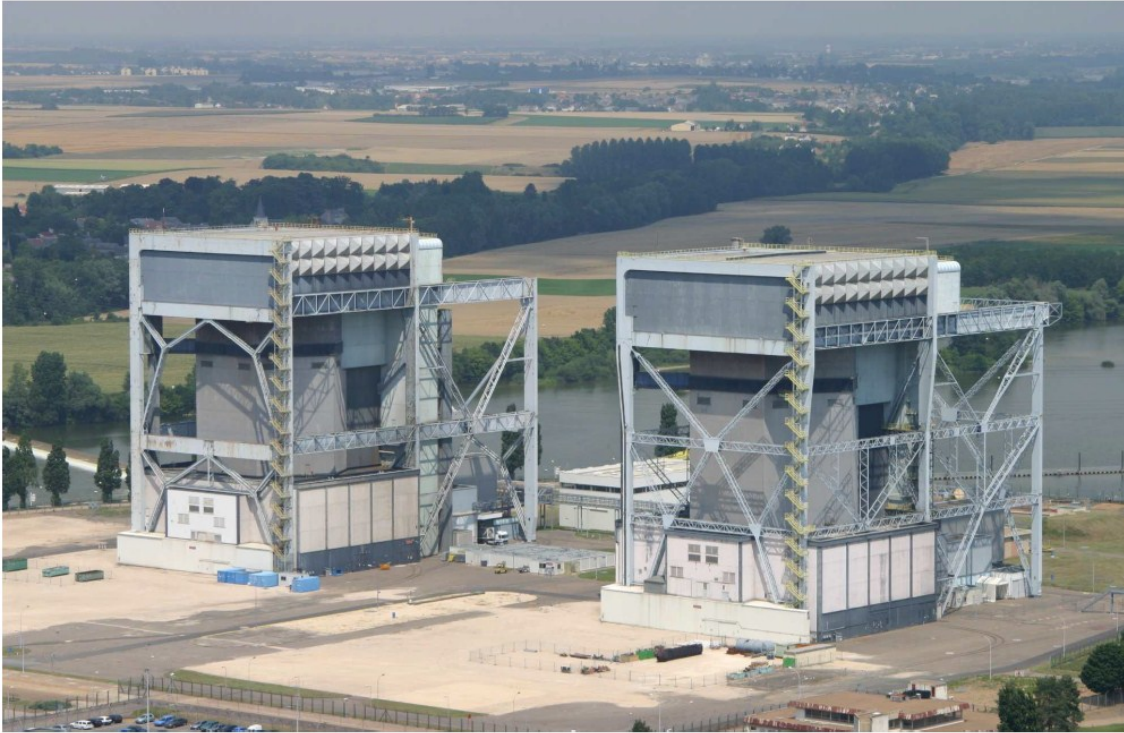


Ilustración 17: Central nuclear de Saint-Laurent des Eaux

El 13 de marzo de 1980, un fuerte aumento de la radiactividad en la vasija del reactor condujo a la parada automática del reactor. El día siguiente, EDF, el operador de la planta, llegó a la conclusión de que una cantidad significativa de uranio irradiado se había fundido.

Los exámenes realizados el 27 de marzo de 1980, mostraron que el accidente se había originado a causa de una obstrucción de 6 canales de combustible debido a una placa metálica que se desprendió de un dispositivo de instrumentación para la medición de presión.

El desprendimiento de esta placa fue debido a la corrosión, según indica el Instituto de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear francés, IRSN (74). Dos elementos de combustible contenidos en un canal fundieron (aproximadamente 20 kg de uranio) y dos más tenían significativos indicios de fusión. El combustible fundido fluyó hacia la parte inferior del canal.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

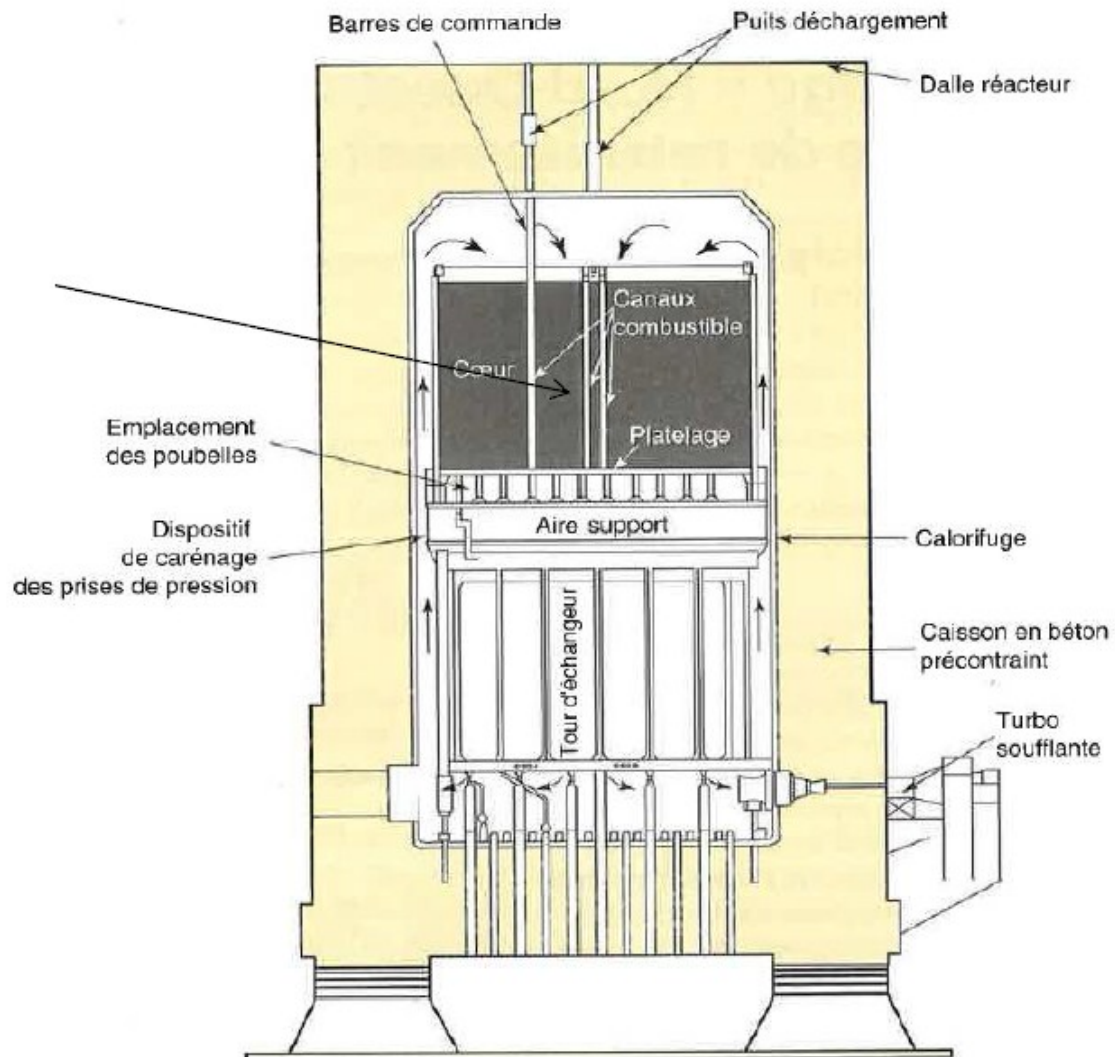


Ilustración 18: Vista vertical del reactor de Saint-Laurent-Des-Eaux (74)

Del 22 al 26 de marzo, tras verificar el buen funcionamiento de los filtros de yodo, se realizó un venteo de la vasija del reactor a la atmósfera para volver a la presión atmosférica. Las emisiones se estimaron, según EDF, en 29,6 TBq en gases nobles y 0,37 GBq en yodo y aerosoles, a partir de las mediciones efectuadas.

Estos valores son inferiores a los valores autorizados en vigor en el momento, que eran:

- 296 TBq / año de gases nobles, con un máximo de 44,4 TBq / semana;
- 7,4 GBq / año de yodo y aerosoles con un máximo de 0,55 GBq / semana.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Este accidente dio lugar a graves daños al reactor, dando como resultado una larga falta de disponibilidad del mismo (más de tres años y medio). De hecho, el nivel de contaminación inicial después del accidente en el reactor era tal, que los trabajos de descontaminación en la parte inferior del reactor se realizaron empleando medios remotos (entre junio y septiembre de 1980), con el fin de permitir la intervención de los trabajadores para la limpieza de los canales y la recuperación de residuos.

La limpieza del canal, se completó en noviembre de 1980; la recuperación de desechos en el reactor, mediante el uso de dispositivos de filtración adecuados, duró hasta 1982. El IRSN no dispone de detalles sobre la producción de efluentes y emisiones radiactivas asociados con las operaciones de recuperación del reactor.

La planta se reinició en octubre de 1983, con las operaciones sujetas a evaluaciones del Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (IPSN) y a la autorización del Ministerio de seguridad nuclear.

En términos de coste, los reactores refrigerados por gas en Francia en el rango de 400-500 MWe, resultaron estar obsoletos, ya que para su operación se requería tanto personal como para reactores de 1000-1400 MWe. Este hecho, junto con el hecho de que estos reactores estaban operando prácticamente en sus límites tecnológicos, llevó a EDF a la decisión de cerrar permanentemente los reactores remanentes de esta tecnología (Saint-Laurent-Des-Eaux 1, en el año 1990, Saint-Laurent-Des-Eaux 2 en el año 1992, y Chinon A3 y Bugey 1 en 1994). A este último respecto, por ejemplo, tanto en la central de Vandellós I como en su homóloga de Saint-Laurent-Des-Eaux, debido al diseño constructivo del cambiador de calor principal, se debió limitar la potencia térmica de los reactores a un 85% de su valor nominal, como medida para reducir la afectación del fenómeno de la erosión-corrosión, y permitiendo así alargar su vida en servicio (75) y (76).

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Obstrucción de 6 canales de combustible debido a una placa metálica que se desprendió de un dispositivo de instrumentación para la medición de presión, debido a corrosión.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	En enero de 1980, ya se registraron los primeros síntomas de deterioro de los sensores de	(77)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	<p>presión debido a problemas de corrosión de las placas.</p> <p>Además, existía información respecto un evento acaecido en septiembre de 1976 en la central nuclear de Vandellós I, la cual indicaba que se habían detectados problemas de corrosión parecidos a los de Saint-Laurent-Des-Eaux.</p> <p>Sin embargo, esta información no había sido tomada en consideración, de hecho, ni tan siquiera había sido identificada.</p>		<p>titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO</p>
2	<p>Deficiencia en el diseño: no se había previsto ningún dispositivo para evitar la obstrucción de los canales de combustible. Parece que únicamente el diseño de los reactores de Saint-Laurent-Des-Eaux tenía este problema.</p>	(75)	<p>Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño del reactor</p>

Tabla 7-32: Causas-raíz del evento de Saint-Laurent-Des-Eaux

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	X
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	X
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	X
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	X
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	X
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	X
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-33: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Saint-Laurent-Des-Eaux

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	
1.1	Responsabilidades en la gestión	
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-34: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Saint-Laurent-Des-Eaux

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador francés

Medida Implantada	Fuente
A raíz de este accidente, el SCSIN (<i>Service central de sûreté des installations nucléaires</i> , hoy en día “ <i>Autorité de Sûreté Nucléaire</i> ”, ASN), requirió a la central (78):	(75),
- Un estudio térmico del canal en régimen permanente y régimen transitorio, para así determinar las velocidades mínimas de flujo de CO ₂ que pueden dar lugar a la fusión de los elementos combustibles.	(78), (79)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - El inventario de las estructuras susceptibles de sufrir un incidente del mismo tipo, la evaluación de los riesgos de la degradación de estas estructuras, y el programa de vigilancia correspondiente. - La creación de un procedimiento que permita mejorar el seguimiento de la información proporcionada por la instrumentación, y analizar posibles anomalías. Además, realizar un estudio sobre la posibilidad de desarrollar un sistema informático para el análisis de la coherencia de las medidas obtenidas de la instrumentación. - Un estudio de las disposiciones constructivas que permitan evitar la obstrucción de un canal. - Un estudio del comportamiento del dispositivo reparado empleando sensores de vibración colocados in situ. <p>Después de efectuar los trabajos de reparación de los daños producidos por el accidente, la central pudo volver a operar en octubre de 1983.</p> <p>La central de Saint-Laurent-Des-Eaux realizó las modificaciones de diseño para evitar las posibles obstrucciones de los canales (75).</p> <p>Adicionalmente, después del accidente de 1980, y como parte de un programa para la reevaluación sistemática por parte del SCSIN de la seguridad de los reactores más antiguos, las unidades 1 y 2 del emplazamiento de Saint-Laurent-des-Eaux fueron objeto de revisión por parte de un "Grupo Permanente", en dos reuniones, el 5 de abril y el 15 de mayo de 1984, sobre la base de las propuestas hechas por el Departamento de Análisis de Seguridad (DAS) del IPSN.</p> <p>Teniendo en cuenta la experiencia de las interrupciones de funcionamiento y, en particular, de las deficiencias identificadas en varios incidentes, la importancia de estas revisiones fue significativa, ya que su objetivo fue asegurar que los recursos eran suficientes para garantizar la seguridad de la instalación.</p> <p>Después de revisar las lecciones aprendidas de los incidentes, el "Grupo Permanente" recomendó a EDF que se comprometiera a realizar otras acciones, que incluían el establecimiento de procedimientos de emergencia en caso de una</p>	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>pérdida total de energía eléctrica de un emplazamiento, así como frente a las inundaciones. En julio-agosto de 1984, el Servicio Central llegó a la conclusión de que la operación de la central de Saint-Laurent-des-Eaux podía continuar en los siguientes años, aunque "sujeta a aumentar y poner en práctica las diversas acciones específicas para mejorar el funcionamiento y la fiabilidad de los componentes relacionados con la seguridad, en particular para la función de soplado" (79).</p>	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Saint-Laurent-Des-Eaux, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Debido a la deficiencia de diseño del reactor de Saint-Laurent-Des-Eaux, la central realizó las modificaciones de diseño para evitar las posibles obstrucciones de los canales. Además, a petición del organismo regulador francés, llevó a cabo una serie de acciones, a saber:
 - o Un estudio térmico del canal en régimen permanente y régimen transitorio, para así determinar las velocidades mínimas de flujo de CO₂ que pueden dar lugar a la fusión de los elementos combustibles.
 - o El inventario de las estructuras susceptibles de sufrir un incidente del mismo tipo, la evaluación de los riesgos de la degradación de estas estructuras, y el programa de vigilancia correspondiente.
 - o La creación de un procedimiento que permita mejorar el seguimiento de la información proporcionada por la instrumentación, y analizar posibles anomalías.
 - o Un estudio de las disposiciones constructivas que permitan evitar la obstrucción de un canal de combustible.
 - o Un estudio del comportamiento del dispositivo reparado empleando sensores de vibración colocados in situ.
 - o Establecimiento de procedimientos de emergencia en caso de una pérdida total de energía eléctrica de un emplazamiento, así como frente a las inundaciones

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Este conjunto de medidas tuvo repercusión únicamente en la propia central de Saint-Laurent-Des-Eaux, o en reactores de la misma tecnología. Por lo tanto, el impacto de las medidas tomadas estuvo limitado a la tecnología UNGG.

Además, en términos de coste, los reactores refrigerados por gas (UNGG) en Francia en el rango de 400-500 MWe, resultaron estar obsoletos, ya que para su operación se requería tanto personal como para operar reactores de 1000-1400 MWe. Esto, unido al hecho de que estos reactores estaban operando prácticamente en sus límites tecnológicos, llevó a EDF a la decisión de cerrar permanentemente los reactores remanentes de esta tecnología (Saint-Laurent-Des-Eaux 1, en el año 1990, Saint-Laurent-Des-Eaux 2 en el año 1992, y Chinon A3 y Bugey 1 en 1994).

En este evento, aunque se produjo una fusión parcial del combustible, y hubo ciertas emisiones radiactivas al exterior, éstas no superaron los valores umbrales establecidos legalmente en el momento en el que se produjo el evento.

7.2.3.2. *Evento de Vandellós I*

Descripción de la planta y del evento

La central Nuclear de Vandellós I consta de un sistema nuclear de producción de vapor formado por un reactor con combustible uranio natural metálico, moderado por grafito y refrigerado por gas (CO₂). Esta central es la única de tecnología francesa construida en España. Obtuvo su autorización de puesta en marcha el 9 de febrero de 1972 y comenzó su explotación comercial en agosto de 1972.

El día 19 de octubre de 1989 a las 21:39 la central nuclear de Vandellós I se encontraba operando al 100% de potencia, estable y generando 400 MWe. En ese momento se produjo una señal de alarma de alta vibración en uno de los turbogeneradores principales y se produjo el consiguiente disparo del reactor.

Inmediatamente después de producirse el disparo del reactor, apareció la alarma por falta de aceite de engrase en el turbogenerador. Esto tuvo como consecuencia el arranque de las bombas de aceite de emergencia. Sin embargo, también apareció la señal de alarma de baja presión de hidrógeno de refrigeración del alternador de la unidad correspondiente.

El personal de sala de control sintió varias explosiones en la zona del turbogenerador y comprobó la existencia de fuego en la zona inferior del grupo turboalternador afectado.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Desde los primeros momentos, el incendio se propagó por las bandejas de cables afectando a numerosas funciones de control del turboalternador nº 2, y posteriormente del nº 1. En la propagación del incendio quedaron afectadas dos turbosoplantes de refrigeración del reactor. Además, quedó afectado el suministro eléctrico exterior y el sistema de aire comprimido, lo que impidió que varios equipos de regulación funcionaran correctamente. Los defectos de aislamiento producidos en las barras de alimentación de las turbosoplantes provocaron el disparo de los grupos y calderas auxiliares. La sala de control quedó afectada por el humo del incendio. También quedó fuera de servicio la megafonía y la telefonía interna.

Debido al incendio, los manguitos de expansión de las tuberías de agua de circulación (agua de mar) se perforaron, lo que conjuntamente con las pérdidas de agua desmineralizada de los circuitos afectados por la falta de aire comprimido, produjo la inundación de las partes inferiores a la zona de turbinas y el incendio se extendió a la zona inferior del edificio del reactor. Esta inundación fue grave, porque afectó a las bombas de refrigeración de parada del reactor y a los motores de las bombas de alimentación auxiliar.

El suceso no tuvo consecuencias debido a que la refrigeración del núcleo quedó asegurada gracias a las turbosoplantes 1 y 2, y no se produjo emisión alguna al medio ambiente.

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- La causa directa del accidente se localiza en el desarrollo de una grieta en un álabe de la turbina nº2, debido al agrietamiento por corrosión bajo tensión; esto provocó la descompensación de la turbina y la fuga de hidrógeno que en combinación con el aire y la alta temperatura del aceite originó una explosión (32).

Como causas agravantes del suceso, se identifican:

- La configuración de la posición de la tubería de aceite respecto la trayectoria de los álabes de la turbina influyó la severidad del incidente, ya que los álabes proyectados penetraron la tubería en varios puntos.
- El diseño de las bombas de aceite de lubricación, que arrancaban cuando había una pérdida de presión del aceite, contribuyeron a la gran cantidad de aceite derramado en el edificio de turbina.
- Las bandejas de cables de control y potencia no eran independientes, lo que originó que dos de las cuatro turbosoplantes quedaran fuera de servicio.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	Los álabes de la turbina no se inspeccionaban específicamente para el mecanismo de envejecimiento de agrietamiento por corrosión bajo tensión.	(32)	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de mantenimiento

Tabla 7-35: Causas-raíz del evento de Vandellós I

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-36: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Vandellós I

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	
1.1	Responsabilidades en la gestión	
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	X
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	X
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-37: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Vandellós I

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas por el regulador español

Medida Implantada (CSN)	Fuente
Con fecha 3 de agosto de 1990 el BOE publicó una orden del Ministerio de Industria y Energía (MINER), por la que se deja sin efecto, con carácter definitivo, el permiso de explotación definitivo de la Central Nuclear Vandellós I y se fijan las condiciones en las que el explotador (HIFRENSA) acometerá la fase previa a su desmantelamiento y clausura, para mantener la Central en parada segura y retirar el combustible del emplazamiento.	(76)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (CSN)	Fuente
<p>La decisión del MINER de clausurar la central está fundamentada en el informe de evaluación del Consejo de Seguridad Nuclear sobre el incidente producido en dicha Central el 19 de octubre de 1989. El análisis de este informe por el MINER concluye que las modificaciones que sería preciso realizar para recuperar la Central en condiciones operativas de seguridad aceptables supondrían unas inversiones injustificables económicamente.</p> <p>Previamente, y dentro del programa de reevaluación de la seguridad de las centrales nucleares de 1ª generación, en el primer semestre de 1986 el CSN había solicitado al titular la presentación de un programa para Vandellós I. Este quedó definido a finales del mismo año. Su ejecución estaba programada para 3 años, siendo sus 3 principales actividades las siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Balance de explotación de la C.N. de los últimos 14 años de operación hasta 1986. - Reevaluación sistemática de la seguridad, con examen en detalle de 43 áreas de revisión. - Estudio de fiabilidad de la función de soplado. <p>Asimismo, este mismo año 1986, el CSN solicitó del titular la realización de una serie de modificaciones con alcance análogo al de la central francesa utilizada como referencia (Saint-Laurent-Des-Eaux). Dichas modificaciones afectaban a la protección contra incendios, al sistema de refrigeración de emergencia, a la protección frente a incidentes de aumento de reactividad y frente a posibles obstrucciones de los canales de refrigeración y a la introducción de fuentes de neutrones para comprobar las cadenas de arranque de la central.</p> <p>El accidente de 1989, ocurrió antes de que la central hubiese procedido a la implantación total de las modificaciones solicitadas y, en particular, de las referentes a la protección contra incendios y al sistema de refrigeración de emergencia.</p>	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Vandellós I, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- El CSN realizó un informe de evaluación del sobre el incidente producido en dicha Central el 19 de octubre de 1989. El análisis de este informe por parte del Ministerio de Industria y Energía, concluyó que las modificaciones que sería preciso realizar para

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

recuperar la Central en condiciones operativas de seguridad aceptables supondrían unas inversiones injustificables económicamente. Una de las causas que determinó la gravedad del evento, fue la falta de independencia en bandejas de cables de control y potencia.

Debido a la conclusión del Ministerio, la central de Vandellós I fue clausurada el 1989.

Adicionalmente a esto, hay que tener en cuenta que la experiencia operativa de estos reactores (UNGG) en Francia, había concluido que, debido a términos de coste y de límites tecnológicos de operación de esta tecnología, no era rentable seguir operando esta tecnología de reactores, resultando en la clausura de los últimos reactores UNGG en el año 1994.

Este evento no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, ya que no hubo ningún daño al núcleo y, por lo tanto, no se produjeron liberaciones de material radiactivo al medio ambiente, a pesar de que se vieron afectadas varios sistemas de seguridad debido al incendio.

7.2.4. Tecnología canadiense (PHWR)

7.2.4.1. Evento de Pickering A

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear de Pickering A, consta de varios reactores HWR de tipo CANDU, moderados y refrigerados por agua pesada, y con el uso de uranio natural como combustible.

El 10 de diciembre de 1994, una rotura de una tubería en el reactor 2 de Pickering dio como resultado una pérdida del refrigerante del reactor importante, derramando 185 toneladas de agua pesada. El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo se utilizó para evitar una fusión del núcleo. Fue la primera vez que el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo entró en operación en los reactores de tipo CANDU como respuesta a un LOCA.

El evento se originó debido a la fractura de un diafragma de caucho en una válvula de alivio. La válvula falló al cierre, quedando abierta y llenando el condensador de purga. El reactor se detuvo como consecuencia de esto. Cuando se recuperó la presión, se abrieron dos válvulas de seguridad de muelles, entrando una de ellas en vibración. Las pulsaciones debidas a la vibración de la válvula, agrietaron la tubería de entrada a la válvula, y la pérdida subsiguiente de refrigerante del reactor activó el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. El evento terminó gracias a la acción de los operadores. No hubo escapes de radiactividad fuera de los valores normales. Las cuatro unidades de Pickering A, permanecieron cerradas hasta que las acciones correctivas fueron implantadas en abril / mayo de 1995 (80).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Fallo de la válvula de alivio debido a la fractura del diafragma, permaneciendo abierta.
- Fractura de la tubería de entrada a la válvula de seguridad debido a vibración de ésta válvula, que ocasionó el LOCA.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	Diseño incorrecto de unas válvulas de alivio, que condujo a la vibración de esa válvula, lo cual terminó afectando a una tubería adyacente, llevando al fallo de esta tubería y a la consiguiente pérdida de refrigerante.	(80), (81)	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño de una modificación de diseño
2	Deficiencias en el mantenimiento que contribuyeron al evento.	(80), (81)	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de mantenimiento
3	Existencia de eventos similares en otros reactores de tecnología CANDU, los cuales no fueron reportados a Pickering y sobre los que, en consecuencia, no se actuó.	(80)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO
(4)	Adicionalmente al evento de 1994, hubo en las unidades de Pickering A otros eventos que ocurrieron, y fueron debidos a fallos a la hora de considerar el efecto acumulativo de los cambios de diseño y operación, así como a un mantenimiento inadecuado. El declive en la operación de las plantas fue debido a la jubilación del personal con más experiencia, a un liderazgo muy débil, y a una descentralización de las operaciones nucleares.	(82)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Errores

Tabla 7-38: Causas-raíz del evento de Pickering A

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	X
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	X
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-39: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Pickering A

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-40: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Pickering A

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas requeridas por el regulador canadiense

Medida Requerida (Regulador)	Fuente
<p>El regulador canadiense, "<i>Canadian Nuclear Safety Commission</i>" (CNSC), expresó su preocupación en 1997 por el declive en materia de seguridad de las centrales de Pickering A, hasta el punto en que acortó la duración de la licencia de operación habitual otorgada al operador, de 2 años a 6 meses.</p> <p>4 años antes, el regulador había ordenado al operador (Ontario Hydro) realizar mejoras para la seguridad importantes en la central de Pickering A, en particular un segundo sistema de parada rápida. Aparte del existente sistema de parada rápida,</p>	(82)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Requerida (Regulador)	Fuente
<p>el reactor disponía de un segundo sistema, pero que no era de parada rápida (tardaba hasta 10 segundos en detener la reacción en cadena, frente a los 2 segundos del sistema rápido). Se puso sobre la mesa diversas alternativas para ese segundo sistema de parada rápida, siendo finalmente escogida la adición de un número de barras adicionales a las 21 barras ya existentes, dividiendo el total de barras en dos bancos distintos, y finalmente añadiendo un conjunto de sensores y mecanismos de disparo para cada banco.</p>	
<p>Adicionalmente, existieron otras medidas que el regulador canadiense requirió al operador de Pickering, Ontario Hydro, a saber:</p> <ul style="list-style-type: none"> - En 1993, el CNSC requirió un análisis de como la planta de Pickering A resistiría un sismo. Ontario publicó los resultados en 1998, a resultas de los cuales se realizaron una serie de acciones de mejora, e.g., anclaje de ciertos componentes, o el refuerzo de bloques de hormigón situados cerca de equipos relacionados con la seguridad. - Análisis probabilista de la seguridad. En 1995, Ontario Hydro realizó un APS para la central de Pickering A. El organismo regulador indicó que, si bien el análisis era de utilidad para objetivos cualitativos, la confianza en los resultados numéricos que proporcionó era baja. El regulador requirió al operador corregir las deficiencias encontradas en el APS realizado. 	(82)

Identificación de las medidas implantadas por el operador

Medida Implantada (Operador)	Fuente
<p>Ontario Hydro ya vislumbró, en 1996, que no iba a ser capaz de cumplir, dentro del plazo acordado con el regulador, la implantación de las mejoras en materia de seguridad requeridas por éste (sobre todo respecto al segundo sistema de parada rápida), el operador convocó a expertos de los Estados Unidos para realizar una evaluación de sus operaciones nucleares y para desarrollar un plan de mejora, llamado IIPA (<i>Integrated Independent Performance Assessment</i>). En este asesoramiento, en un análisis detallado del sistema de distribución eléctrica de la planta, el equipo de la IIPA determinó que en algunos casos la capacidad del sistema para cumplir las funciones para las cuales fue diseñado no estaba asegurada. En</p>	(82)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (Operador)	Fuente
<p>otros casos, la capacidad de funcionamiento del sistema se había reducido a niveles inaceptables.</p> <p>Otros hallazgos del informe IIPA fueron:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Riesgo de fuego. Hallazgo de un deficiente almacenamiento de materiales y un control inadecuado de materiales inflamables, como resultado de una falta de liderazgo a nivel de gestión. - Cultura de seguridad. Existía una falta de cultura de seguridad importante en las centrales operadas por Ontario Hydro, alejándose del concepto de defensa en profundidad. El informe concluía que el operador había instaurado una cultura basada en la producción. <p>En respuesta a estas conclusiones, Ontario Hydro detuvo la operación (a un coste de entre 5 y 8 billones de dólares) de las cuatro unidades de Pickering A y las tres unidades de Bruce A, para poder así concentrar los recursos en el resto de reactores y llevarlos a una operación completamente aceptable en términos de seguridad.</p>	
<p>Adicionalmente, y respecto a las acciones que el operador tomó en cuanto al accidente propiamente de 1994, destacan:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Implementar un sistema de alivio de sobrepresión del condensador de purga mejorado. - Revisar todas las otras válvulas de alivio en el PHTS ("<i>Primary Heat Transport System</i>") y los sistemas auxiliares conectados, para asegurar que no hay configuraciones inadecuadas parecidas a las que dieron lugar al evento. - Reemplazar los diafragmas existentes por diafragmas nuevos. - Asegurar que la frecuencia de reemplazo de los diafragmas sea adecuada y apropiada. - Mejorar los métodos de detección y seguimiento para las válvulas de alivio con líquido. - Revisar el proceso de cambio de diseño para asegurar que éste contenga suficientes barreras para prevenir la recurrencia de casos como éste. - Revisar todos los enclavamientos de control del PHTS para asegurar que las pruebas y el mantenimiento son adecuados. 	<p>(80)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (Operador)	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - Revisar e implementar cambios de diseño de equipos y cambios de procedimientos de operación para mitigar las consecuencias de válvulas de alivio del PHTS abiertas al fallo. - Se identificó una acción para evaluar el mecanismo de transferencia de lecciones aprendidas e iniciar cualquier mejora requerida al respecto. 	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Pickering A, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Partiendo de las deficiencias en el diseño de la modificación de diseño y en el mantenimiento, así como la falta de transmisión de EO, el operador:
 - Implementó un sistema de alivio de sobrepresión del condensador de purga mejorado.
 - Revisó todas las otras válvulas de alivio en el PHTS ("*Primary Heat Transport System*") y los sistemas auxiliares conectados, para asegurar que no hay configuraciones inadecuadas parecidas a las que dieron lugar al evento.
 - Reemplazó los diafragmas existentes por diafragmas nuevos.
 - Aseguró que la frecuencia de reemplazo de los diafragmas fuera la adecuada y apropiada.
 - Mejoró los métodos de detección y seguimiento para las válvulas de alivio con líquido.
 - Revisó el proceso de cambio de diseño para asegurar que éste contenga suficientes barreras para prevenir la recurrencia de casos como éste.
 - Revisó todos los enclavamientos de control del PHTS para asegurar que las pruebas y el mantenimiento son adecuados.
 - Revisó e implementó cambios de diseño de equipos y cambios de procedimientos de operación para mitigar las consecuencias de válvulas de alivio del PHTS abiertas al fallo.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Se identificó una acción para evaluar el mecanismo de transferencia de lecciones aprendidas e iniciar cualquier mejora requerida al respecto.

Además, el operador convocó a expertos de los Estados Unidos para realizar una evaluación de sus operaciones nucleares y para desarrollar un plan de mejora, llamado IIPA (*Integrated Independent Performance Assessment*). Considerando los resultados que el informe arrojó, sobretodo en cuanto al declive de la cultura de seguridad de la organización, el operador decidió detener la operación del reactor.

El regulador canadiense, "*Canadian Nuclear Safety Commission*" (CNSC), también expresó su preocupación en 1997 por el declive en materia de seguridad de las centrales de Pickering A, hasta el punto en que acortó la duración de la licencia de operación habitual otorgada al operador, de 2 años a 6 meses. 4 años antes, el regulador había ordenado al operador (Ontario Hydro) realizar mejoras para la seguridad importantes en la central de Pickering A, en particular un segundo sistema de parada rápida.

Este evento no tuvo ningún impacto sobre las personas ni sobre el medio ambiente, ya que no hubo ningún daño al núcleo y, por lo tanto, no se produjeron liberaciones importantes de material radiactivo al medio ambiente, a pesar de que hubo un accidente de pérdida de refrigerante del reactor (LOCA).

7.2.5. Tecnología occidental operada por oriente (LWR)

7.2.5.1. Evento de Fukushima

Descripción de la planta y del evento

El gran terremoto del Japón oriental tuvo lugar el 11 de marzo de 2011. Fue causado por una liberación súbita de energía en la superficie de contacto de la placa tectónica del Pacífico con la placa tectónica norteamericana, bajo la cual se sumerge. Una sección de la corteza terrestre, de unos 500 km de longitud y 200 km de ancho, según las estimaciones, se fracturó y provocó un terremoto masivo de magnitud 9,0 y un tsunami que afectó a una amplia zona costera del Japón, incluida la costa nororiental, donde varias olas superaron los 10 metros de altura. El terremoto y el tsunami causaron muchas muertes y gran devastación en el Japón. Más de 15.000 personas perdieron la vida, más de 6000 quedaron heridas. Los edificios y las infraestructuras sufrieron daños considerables, particularmente a lo largo de la costa nororiental del Japón.

Este suceso figura entre los terremotos más grandes registrados hasta la fecha, que en su mayoría se han producido a lo largo de la placa tectónica del Pacífico: los terremotos de 1960 y

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2010 de Chile, de una magnitud de 9,5 y 8,8, respectivamente, y los de Alaska (1964) y Sumatra (2004), ambos de una magnitud de 9,2.

En la central nuclear de Fukushima Daiichi, explotada por la Compañía de Energía Eléctrica de Tokio (TEPCO), el terremoto causó daños al tendido del suministro eléctrico exterior. No obstante, las unidades de la central nuclear respondieron al suceso iniciador —el terremoto y la pérdida concomitante del suministro eléctrico exterior— tal como habían previsto los diseñadores y estaba estipulado en los procedimientos de operación (con excepción de algunas acciones de los operadores que se vieron restringidas o retrasadas por las réplicas).

En cambio, el posterior tsunami provocó una destrucción sustancial de la infraestructura operacional y de seguridad del emplazamiento. El efecto combinado fue la pérdida de la alimentación eléctrica dentro y fuera del emplazamiento. Ello privó de la función de refrigeración a los tres reactores que estaban en funcionamiento, así como a las piscinas de combustible gastado. Las otras cuatro centrales situadas a lo largo de la costa también se vieron afectadas por el terremoto y el tsunami en diferentes grados. Sin embargo, todos los reactores que estaban en funcionamiento en esas centrales pararon de forma segura.

Pese a los esfuerzos de los operadores de la central nuclear de Fukushima Daiichi por mantener el control, los núcleos de los reactores de las Unidades 1 a 3 se sobrecalentaron, el combustible nuclear se fundió y las tres vasijas de contención se fracturaron. El hidrógeno que escapó de las vasijas a presión de los reactores provocó explosiones en los edificios de los reactores de las Unidades 1, 3 y 4, causando daños a las estructuras y al equipo y lesiones al personal. La central liberó radionucleidos a la atmósfera, que se depositaron en la tierra y el océano. También hubo emisiones directas al mar.

Los habitantes de 20 km a la redonda y de otras zonas designadas fueron evacuados, y los que se encontraban en un radio de entre 20 y 30 km recibieron primero la instrucción de permanecer en espacios interiores, y más tarde el consejo de evacuar la zona voluntariamente. Se impusieron restricciones a la distribución y el consumo de alimentos y al consumo de agua potable.

Una vez estabilizadas las condiciones de los reactores de la central de Fukushima Daiichi, se iniciaron los trabajos para preparar su clausura. Los esfuerzos para la recuperación de las zonas afectadas por el accidente, incluida la restauración y revitalización de las comunidades y la infraestructura, comenzaron en 2011 (61).

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

Una ola de una altura de entre 14 y 15 metros, superó los diques (de una altura de 5.5 metros) e inundó el emplazamiento, sumergiendo todas las estructuras y los equipos situados a nivel del

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

mar, así como los edificios principales (incluidos los de los reactores, las turbinas y los servicios) construidos en terrenos más elevados, causando la siguiente secuencia de sucesos:

- La ola inundó y dañó las bombas de agua de mar y los motores no protegidos de los sitios de toma de agua de mar en la costa. Esto eliminó la posibilidad de enfriar los sistemas y componentes esenciales de la central, incluidos los generadores diésel de emergencia refrigerados por agua, para que pudieran seguir funcionando.
- El agua inundó los edificios, incluidos los de todos los reactores y las turbinas, el de almacenamiento común de combustible gastado y el de los generadores diésel, dañando la estructura y el equipo eléctrico y mecánico que se encontraba en las plantas bajas y en los primeros pisos de esos edificios. Entre el equipo que sufrió daños figuraban los generadores diésel de emergencia o sus conexiones eléctricas, lo que se tradujo en la pérdida de la alimentación de corriente alterna de emergencia. Solo uno de los generadores diésel de emergencia refrigerados por aire —el de la Unidad 6— no se vio afectado por la inundación. Siguió en funcionamiento, suministrando corriente alterna de emergencia a los sistemas de seguridad de la Unidad 6 y permitiendo la refrigeración de ese reactor.

Como consecuencia de estos sucesos, las Unidades 1 a 5 perdieron la alimentación de corriente alterna, situación conocida como SBO.

Todas las unidades de la central nuclear de Fukushima Daiichi estaban equipadas con fuentes internas de corriente continua como suministro eléctrico de emergencia, pero la inundación afectó también a este equipo en las Unidades 1, 2 y 4, sumergiendo las baterías de corriente continua, los paneles de alimentación o las conexiones.

Al haberse perdido todo el suministro eléctrico en las Unidades 1 y 2, los operadores no disponían de ninguna indicación que les permitiera determinar si los sistemas de seguridad estaban funcionando correctamente, o incluso si estaban funcionando o no, para mantener las funciones de seguridad fundamentales. No pudiendo determinar el nivel de agua en el reactor ni el estado operacional de los sistemas de refrigeración, los operadores de la planta declararon que se había perdido la función de seguridad fundamental de la refrigeración del núcleo.

Las bases de diseño se derivaron empleando una serie de peligros postulados; sin embargo, los peligros externos tales como los tsunamis no se habían tenido plenamente en cuenta. En consecuencia, la inundación resultante del tsunami afectó simultáneamente a los tres primeros niveles de protección de la defensa en profundidad, lo que provocó fallos de causa común de los equipos y los sistemas en cada uno de los tres niveles. Los fallos de causa común de múltiples sistemas de seguridad crearon en la central unas condiciones que no se habían previsto en el diseño. Por consiguiente, los medios de protección destinados a proporcionar el cuarto nivel de

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

la defensa en profundidad, es decir, la prevención de la progresión de los accidentes severos y la mitigación de sus consecuencias, no estuvieron disponibles para restablecer la refrigeración de los reactores ni mantener la integridad de la contención.

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	<p>La evaluación de los peligros naturales no era suficientemente prudente. La consideración de datos principalmente históricos al establecer la base de diseño de las centrales nucleares no es suficiente para caracterizar los riesgos de los peligros naturales extremos. Incluso cuando se dispone de amplios datos, el hecho de que los períodos de observación sean relativamente breves hace que la predicción de los peligros naturales esté sujeta a grandes incertidumbres.</p> <p>En esta evaluación originaria no se tuvieron suficientemente en cuenta los criterios tectónico-geológicos y no se realizó ninguna reevaluación de dichos criterios.</p> <p>No existía la suficiente independencia, redundancia, diversidad y protección contra los peligros externos.</p>	(61)	Deficiencias en el diseño: Protección insuficiente contra eventos externos
2	<p>La vulnerabilidad de la central de Fukushima Daiichi a los peligros externos no se había reevaluado de manera sistemática y completa en sus años de existencia. En la época del accidente no existían en el Japón requisitos reglamentarios a ese respecto, y los reglamentos y directrices vigentes no tenían adecuadamente en cuenta la experiencia operativa pertinente a nivel nacional e internacional. Antes del accidente, la entidad explotadora (TEPCO) había realizado algunas reevaluaciones de los niveles de inundación que podía provocar un tsunami extremo, utilizando una metodología basada en el consenso que se había desarrollado en el Japón en 2002, y había obtenido valores más altos que las estimaciones empleadas inicialmente como base de diseño. En vista de ello, se habían adoptado algunas medidas compensatorias, pero estas demostraron ser insuficientes cuando se produjo el accidente.</p> <p>En la época del accidente, la regulación de la seguridad nuclear en el Japón corría a cargo de</p>	(61)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del regulador

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	<p>varias organizaciones con diferentes funciones y responsabilidades y con interrelaciones complejas. No estaba totalmente claro cuáles de ellas tenían la responsabilidad y la autoridad de emitir instrucciones vinculantes sobre cómo responder sin demora a las cuestiones de seguridad.</p> <p>El programa de inspecciones reglamentarias tenía una estructura rígida, que reducía la capacidad del órgano regulador de verificar la seguridad en los momentos debidos y de detectar las posibles cuestiones nuevas de seguridad.</p> <p>Los reglamentos, directrices y procedimientos existentes en la época del accidente no eran plenamente acordes con la práctica internacional en algunas áreas clave, especialmente en lo relativo a los exámenes periódicos de la seguridad, la reevaluación de los peligros, la gestión de los accidentes severos y la cultura de la seguridad.</p> <p>Por lo tanto, el órgano regulador nipón no tenía suficiente autoridad para adoptar las medidas necesarias, incluidas las inspecciones de las instalaciones reglamentadas.</p>		
3	<p>La formación, procedimientos y equipos para la gestión de accidentes severos estaban lejos de lo que se considera como buenas prácticas internacionales después de TMI-2 y Chernobyl. Tanto el propietario de la planta (TEPCO) como el regulador (NISA) eran conscientes de esta situación, pero no adoptaron las medidas adecuadas, retrasando las decisiones sobre actualizaciones de seguridad por varias razones.</p> <p>No existían medidas de mitigación suficientemente robustas para hacer frente a accidentes severos.</p>	(61)	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de operación para accidentes severos
4	<p>La experiencia operativa en las centrales nucleares del Japón y de otros lugares en los 12 años anteriores al accidente indicaba la posibilidad de consecuencias muy graves en caso de inundación. La experiencia pertinente a ese respecto incluía, por ejemplo, una marejada ciclónica que había causado la inundación de</p>	(61)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

	dos reactores en la central nuclear de Le Blayais, en Francia, en 1999. Esta experiencia operativa no había sido tomada en consideración de forma adecuada.		
5	<p>Antes del accidente se daba por supuesto en el Japón que el diseño de las centrales nucleares y las medidas de seguridad que se habían establecido eran suficientemente robustos para resistir a los sucesos externos de baja probabilidad y grandes consecuencias.</p> <p>Debido al supuesto básico de que las centrales nucleares del Japón eran seguras, las organizaciones y su personal tendían a no poner en duda el nivel de seguridad. Ese supuesto básico reforzado entre las partes interesadas de que el diseño técnico de las centrales nucleares era robusto creó una situación en que no se introducían mejoras de la seguridad con la debida prontitud.</p>		<p>Factor humano (cultura de seguridad):</p> <p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del regulador</p> <p>Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del legislador</p>

Tabla 7-41: Causas-raíz del evento de Fukushima

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	X
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	X
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	X
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	X
2.	Barreras Físicas	X
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	X
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	X
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	X
2.4	4ª barrera: Contención	X
3.	Funciones de Seguridad	X
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	X
3.3	Confinamiento del material radiactivo	X

Tabla 7-42: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Fukushima

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	X
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	X
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	X
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	X

Tabla 7-43: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Fukushima

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas implantadas a nivel legislativo

Medida Implantada	Fuente
<p>Medidas <u>legislativas</u> en <u>Japón</u>:</p> <p>Todos los reactores japoneses se detuvieron, y fueron sometidos a revisión por la recién formada Agencia Nuclear Reguladora. Hasta septiembre de 2016, cinco reactores han sido autorizados para su reinicié bajo el nuevo marco regulador, pero actualmente sólo operan tres reactores. En 2015, el gobierno japonés adoptó una política para la energía nuclear que comprende un 20-22% de generación de</p>	(83)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>electricidad a partir de centrales nucleares en 2030. Se trata de una firme declaración de compromiso sobre la importancia del uso de la energía nuclear en Japón. Sin embargo, a la luz del Tercer Plan Estratégico sobre Energía de 2010, en el que se esbozaba una cuota de 50% de energía nuclear en 2030, el impacto es incuestionable.</p> <p><u>Medidas legislativas fuera de Japón:</u></p> <p>Fuera de Japón, ha habido pocos cambios en las políticas energéticas, sobre todo a nivel cuantitativo, directamente atribuibles a los acontecimientos de Fukushima Daiichi. En general, los países con un compromiso previo respecto el uso de la energía nuclear seguían comprometidos con esta fuente energética, y los países con planes de eliminar la energía nuclear, aceleraron esos planes.</p> <p>Algunos países que parecían estar considerando activamente la adopción de la energía nucleoelectrica, aplazaron esas decisiones. Factores económicos y de mercado, así como el medio ambiente o el cambio climático, o las limitaciones de los recursos naturales, sin embargo, parecen ser motivos más pesados para las decisiones y proyecciones en estos seis años desde marzo de 2011.</p>	

Identificación de las medidas implantadas a nivel regulatorio

Medida Implantada	Fuente
<p><u>Medidas regulatorias en Japón:</u></p> <p>En septiembre de 2012 se estableció la nueva Autoridad de Regulación Nuclear (ARN) de Japón, en sustitución de la antigua NISA (<i>Nuclear and Industrial Safety Agency</i>). La ARN formuló nueva reglamentación para las centrales nucleares con el fin de proteger a las personas y el medio ambiente. Esa reglamentación, que entró en vigor en 2013, reforzó las contramedidas para prevenir la pérdida simultánea de todas las funciones de seguridad debido a una causa común, incluida la revaluación de los efectos de sucesos externos tales como terremotos y tsunamis. También se introdujeron contramedidas nuevas en la respuesta a accidentes severos para evitar daños al núcleo y a la vasija de contención y la difusión de material radiactivo.</p>	(61)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>Medidas en términos de <u>seguridad en Japón</u>:</p> <p>Se realizaron también en Japón pruebas de resistencia similares a las que se llevaron a cabo en Europa.</p>	
<p>Medidas en términos de <u>seguridad en Europa (requeridas por la ENSREG, <i>European Nuclear Safety Regulators Group</i>)</u>:</p> <p>Un total de 14 países de la Unión Europea con reactores nucleares evaluaron el grado de resistencia de sus centrales nucleares. Además, se unieron a este ejercicio otros países como Suiza y Ucrania, así como la Comisión Europea y los países que no tienen instalaciones nucleares en la Unión Europea.</p> <p>En total se evaluaron 154 centrales nucleares.</p>	(84)
<p>Medidas en términos de <u>seguridad en España (requeridas por el CSN)</u>:</p> <p>El Consejo de la Unión Europea manifestó la necesidad de llevar a cabo una evaluación completa y transparente de la seguridad de todas las centrales nucleares de la Unión Europea. Dicha evaluación consistió en someter a las centrales nucleares europeas a las denominadas como pruebas de resistencia o <i>stress tests</i>.</p> <p>Recogiendo el mandato del Consejo de la Unión Europea, la Asociación de Autoridades Reguladoras Nucleares de Europa Occidental (<i>Western European Nuclear Regulators Association, WENRA</i>) definió el contenido técnico de las pruebas de resistencia y cómo deben llevarse a cabo en las instalaciones nucleares europeas, especificaciones recogidas en las conocidas como <i>Stress Test Specifications – Proposal by the WENRA WENRA</i> (85).</p> <p>A resultados de esa petición, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) emitió Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) para todas las centrales nucleares españolas, solicitando la realización de las mencionadas pruebas de resistencia.</p>	(85), (86)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<p>Las pruebas consisten, esencialmente, en un análisis complementario de seguridad que incluye una reevaluación de los márgenes de seguridad de las centrales nucleares a la luz de los eventos sucedidos en la central de Fukushima.</p> <p>De acuerdo con lo requerido, los titulares debían analizar para cada emplazamiento las capacidades actuales de la instalación para hacer frente a los siguientes sucesos:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Sucesos de origen externo: terremotos, inundaciones y otros sucesos naturales. – Pérdida de las funciones de seguridad, por pérdida de los diferentes escalones de suministro de energía eléctrica y del sumidero final de calor. – Gestión de accidentes severos en el núcleo del reactor y accidentes con pérdida de inventario y/o refrigeración en las piscinas de combustible gastado. <p>Los informes de los titulares concluyen que actualmente se cumplen las bases de diseño y las bases de licencia establecidas para cada instalación. El CSN verifica estos aspectos a través de su programa continuo de supervisión y control así como de las revisiones periódicas de la seguridad que se realizan cada diez años, previamente a las renovaciones de las autorizaciones de explotación. Las comprobaciones y estudios realizados ponen de manifiesto la existencia de márgenes que aseguran el mantenimiento de las condiciones de seguridad de las centrales más allá de los supuestos considerados en el diseño.</p> <p>Adicionalmente, para incrementar aún más la capacidad de respuesta frente a situaciones extremas, los titulares proponen la implantación de mejoras relevantes y el refuerzo de los recursos para hacer frente a emergencias.</p> <p>Entre las acciones de mejora más relevantes que los titulares deberán acometer con carácter general en respuesta a estas instrucciones cabe mencionar las siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Aumentar la resistencia sísmica de los equipos y estructuras importantes para la seguridad que supone duplicar y, algunos casos, triplicar el nivel actual de resistencia a terremotos. 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> – Implantar nuevos equipos, fijos y portátiles, para aumentar la capacidad de respuesta prolongada de las centrales a las pérdidas prolongadas de suministro eléctrico. – Poner en marcha un nuevo centro alternativo de gestión de emergencias (CAGE) en cada emplazamiento con anterioridad a finales de 2015. – Poner en marcha un nuevo centro nacional de apoyo de emergencias (CAE) con anterioridad a finales de 2013 con equipos y personal especializado, y con capacidad para intervenir en cualquier central en un plazo de 24 horas. – Mejoras en los sistemas de comunicación en emergencia. – Mejorar la capacidad de inyección alternativa de agua al sistema primario y a la cavidad del reactor. – Implantar un sistema de venteo filtrado. – Implantar equipos pasivos (recombinadores) para el control de hidrógeno en la contención. – Aumentar la capacidad de respuesta frente a accidentes en la piscina de combustible gastado, incluyendo sistemas adicionales de refrigeración, nueva instrumentación de temperatura, nivel de agua y radiación de área en el edificio de combustible. – Mejoras en la red de alerta de radiactividad ambiental, para permitir la recepción automática de datos en todas las situaciones de las plantas. – Los titulares proponen diversas medidas de mejora para hacer frente al suceso de SBO, lo que permitiría a todas las centrales cumplir el criterio de mantener la autonomía durante las primeras 24 horas con equipos disponibles en la instalación, ampliables hasta 72 horas con cierto apoyo exterior. Las propuestas más relevantes son: <ul style="list-style-type: none"> ○ Medidas para asegurar la alimentación de corriente continua a los controles e instrumentación necesarios para mantener las condiciones de seguridad de la planta en tal situación. 	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> ○ Pruebas periódicas de recuperación del suministro eléctrico exterior a partir de centrales hidráulicas cercanas al emplazamiento. ○ Diversas medidas de refuerzo con equipos autónomos (generadores diesel, motobombas.) 	
<p>Medidas en términos de <u>seguridad en Estados Unidos (requeridas por la NRC)</u>:</p> <p>Los Estados Unidos aplicaron un proceso de revisión formal similar al realizado en Europa para sus reactores en funcionamiento. Como resultado de estas revisiones, no se requirió a ningún reactor parar por razones de seguridad, pero se identificaron mejoras adicionales. Las áreas que fueron sujetas a revisión, fueron:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Estrategias de mitigación, para mejorar la capacidad para mantener la planta segura durante una pérdida prolongada de energía eléctrica. – Sistema de venteo de contención, para proporcionar un sistema robusta de venteo de la contención para centrales tipo BWR con diseños de contención tipo Mark I o Mark II. – Instrumentación de la piscina de combustible, para proporcionar una indicación fiable del nivel de agua en las piscinas de almacenamiento de combustible gastado. – Reevaluaciones sísmicas, para reanalizar los potenciales efectos sísmicos utilizando información actual y así determinar si son necesarias mejoras en la seguridad. – Recorridos sísmicos y para inundaciones, para inspeccionar las medidas de protección de la planta frente a sismos e inundaciones, y así corregir cualquier condición degradada. – Preparación frente a emergencias, para asesorar necesidades y capacidades de comunicación para responder de forma efectiva a un evento que afecte a varios reactores en un mismo emplazamiento. – Estrategias de mitigación de SBO. 	(87)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> – Capacidades on-site de respuesta frente a emergencias, para reforzar e integrar distintos tipos de procedimientos de emergencia y capacidades a las plantas. – Estrategias de filtración y confinamiento, para evaluar las estrategias potenciales que pueden filtrar o confinar adicionalmente material radioactivo en caso de daño al núcleo. – Capacidad de adición de agua a la piscina de combustible gastado, para proporcionar medios fiables de adición de agua a las piscinas. – Preparación frente emergencias, incluyendo entrenamiento y ejercicios, equipos, instalaciones y fuentes relacionadas, capacidades de asesoramiento de dosis en múltiples unidades. – Evaluaciones de otros sucesos externos, aparte de sismos e inundaciones. – Y una serie de acciones de evaluación a largo plazo, como por ejemplo las reevaluaciones periódicas de los sucesos externos, control de hidrógeno, preparación frente a emergencias, inundaciones y fuegos inducidas por sismos etc. 	
<p>Medidas en términos de <u>seguridad en países específicos (Eslovenia, medidas requeridas por el regulador esloveno, SNSA):</u></p> <p>La central nuclear de Krško decidió mejorar las medidas de seguridad de sus instalaciones, a petición del regulador SNSA, para prevenir posibles accidentes severos, y también mejorar los medios para mitigar con éxito sus consecuencias. Para ello, <i>Nuklearna Elektrarna Krško</i> (NEK), el propietario de la planta, desarrolló un Programa de Mejora de Seguridad, consistente con la respuesta de la industria nuclear al accidente de Fukushima. Este plan incluía actualizaciones de planta y cambios de diseño, para abordar las Condiciones de Extensión de Diseño (DEC) y Accidentes más allá de las Bases de Diseño (BDBA).</p> <ul style="list-style-type: none"> – Entre estas mejoras, se llevó a cabo la construcción de una nueva sala de control para emergencias, cuya función es la de asegurar una localización centralizada auxiliar para la parada segura de planta. 	<p>(88)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - Otra de las mejoras llevadas a cabo, fue la construcción del denominado BB2, tratándose de un sistema de inyección/refrigeración alternativo situado en un búnker con fuentes adicionales de agua borada y no borada, y bombas específicas para inyectar agua en el sistema refrigerante del reactor, así como en contención y a los generadores de vapor, con suficiente capacidad para asegurar la refrigeración del reactor durante 30 días almenos. 	

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Fukushima, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- 6 años después del accidente de Fukushima, aún se siguen extrayendo lecciones de lo ocurrido, principalmente en el campo de la gestión y mitigación de las consecuencias (la central no estaba preparada ni técnicamente ni organizativamente para hacer frente al accidente severo), y también en el campo de la fenomenología del accidente.
- En respuesta a Fukushima, gran parte de los organismos reguladores ha decidido someter a las plantas bajo su regulación a los denominados Stress Test, pruebas y estudios para evaluar hasta qué punto serían las centrales capaces de aguantar accidentes similares al de Fukushima.
- Respecto a la fenomenología del accidente:
 - o Se ha vuelto a poner el foco en temas ya considerados de gran importancia como la cultura de seguridad, la mejora continua de la seguridad, la prevención de fallos de causa común, el beneficio de tener un edificio de contención de gran volumen, o el uso del APS. Uno de los puntos más importantes de los Stress Test, ha sido la revaluación de las vulnerabilidades de planta respecto a eventos externos extremos y de muy baja ocurrencia, con potencial afectación a varias unidades en un mismo emplazamiento, y qué margen hay para hacer frente a estos eventos respecto a aquello considerado en las bases de diseño.
 - o Se han mejorado las capacidades para refrigerar el núcleo del reactor y las piscinas de combustible gastado, en caso de ocurrencia de estos eventos. Las piscinas de combustible gastado han resultado ser uno de los puntos de atención

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

más relevantes, debido a la fragilidad de éstas frente a eventos como el de Fukushima.

- Se ha puesto el foco en escenarios de SBO, y de qué manera se debe hacer frente a estos escenarios. Hasta el momento, se requería a nivel regulatorio que los titulares pudieran hacer frente a un SBO durante un cierto periodo de tiempo.
- Respecto a la gestión y mitigación, se han implantado mejoras en el quinto nivel de la defensa en profundidad para hacer frente y para gestionar accidentes severos. Algunas de estas medidas son: la mejora de las guías de accidente severo (incluyendo equipos, procedimientos y entrenamiento), la instalación de recombinadores de hidrógeno pasivos en la contención, la creación de centros de emergencia, ligados a las centrales, con equipos portátiles para inyectar agua y utillaje suficiente para hacer frente a un accidente severo, y la creación de centros de emergencia generales, centralizados, para hacer frente a una emergencia en cualquiera de las centrales bajo su amparo.

De todos los eventos analizados en el presente documento, y sin llegar al impacto radiológico y social que tuvo el accidente de Chernobyl, el evento de Fukushima también tuvo un impacto sobre las personas y el medio ambiente. Para mayor detalle sobre el impacto radiológico y socioeconómico del evento, ver el informe de la UNSCEAR (89).

7.2.5.2. *Evento de Mihama*

Descripción de la planta y del evento

La central nuclear de Mihama 3, es una central de 826 MWe de 3 lazos de diseño de Westinghouse, de tipo PWR. Entró en servicio en 1976.

El 9 de agosto de 2004, una alarma de incendio saltó en la sala de control central en Mihama 3. Después de investigar, los operadores descubrieron que el área de la alarma estaba llena de vapor.

Sospechando que el vapor o el agua a elevada temperatura estaba fugando de la tubería del circuito secundario, los operadores comenzaron una reducción de carga de emergencia. Mientras hacían esto, el reactor disparó automáticamente debido al flujo de vapor del generador de vapor 3A, el cual excedía el flujo de agua de alimentación hacia ese generador de vapor.

La rotura de la tubería se produjo en una tubería de 55,9 centímetros de diámetro exterior en el lazo 'A' del sistema de condensado, entre el cuarto calentador de agua de alimentación y el desaireador, aguas abajo de un orificio para medir el flujo de agua monofásico. En el momento de la rotura de la tubería, había 105 trabajadores preparándose para iniciar las inspecciones periódicas. El accidente resultó en cinco muertos y seis heridos.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Una revisión de los parámetros de planta no reveló ningún indicador precursor antes del accidente ni hubo operaciones especiales que pudieran haber causado la rotura de la tubería. Una investigación concluyó que la calidad del agua se había mantenido desde la puesta en marcha de la planta.

Una inspección microscópica de la superficie interior de la tubería, reveló que el origen de la rotura de la tubería fue debido al fenómeno conocido como corrosión acelerada por el caudal (*Flow Accelerated Corrosion, FAC*).

Una investigación por parte de la NISA (*Nuclear and Industrial Safety Agency*), determinó que no había habido ninguna revisión de las “*Guías de gestión para el control del espesor de las paredes de las tuberías del circuito secundario en centrales nucleares (PWR)*”, las cuales fueron aprobadas en 1990 por el operador en Mihama para la inspección de las tuberías de acero al carbono del circuito secundario, precisamente desde su puesta en marcha (1990) (90).

Identificación de las causas del evento

Como causas directas del evento, se identifican las siguientes causas:

- Rotura de una tubería del sistema de condensado debido al fenómeno conocido como corrosión acelerada por el caudal (*Flow Accelerated Corrosion, FAC*).

Como causas raíz del accidente, se identifican las siguientes causas:

Núm.	Causa Raíz	Fuente	Causa Raíz Común
1	Omisión (por error) en la inclusión de esta tubería dentro del plan de inspección inicial, establecido en las “ <i>Guías de gestión para el control del espesor de las paredes de las tuberías del circuito secundario en centrales nucleares (PWR)</i> ”, por parte de Mitsubishi Heavy Industries, Inc (empresa encargada del plan de mantenimiento).	(90), (91)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Errores
2	Gestión inefectiva del mantenimiento de planta por parte de KEPCO (el operador). Responsabilidad externa inadecuada (gestión de los subcontratistas deficiente).	(90), (91)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Actitudes incorrectas
3	Sistemas de gestión de la calidad inefectivos. Insuficiente penetración de la cultura de seguridad por parte de KEPCO (el operador).	(90), (91)	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes

Evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

De acuerdo a la metodología definida en el apartado 5.2.2.3, se adjuntan a continuación las 2 tablas que reflejan:

- La pérdida de principios de seguridad (niveles de defensa en profundidad, barreras físicas y funciones de seguridad) (Primera Tabla);
- Las vulneraciones acaecidas en el evento respecto a los principios fundamentales y específicos de la seguridad nuclear (Segunda tabla);

Principios de Seguridad Fundamentales		Pérdida Principios de Seguridad
Estrategia de Defensa en profundidad		X
1.	Niveles de seguridad:	X
1.1	Nivel 1: Prevenir fallos y desviaciones de la operación normal	X
1.2	Nivel 2: Control de desviaciones y detección de fallos	
1.3	Nivel 3 : Control de accidentes dentro de las bases de diseño	
1.4	Nivel 4: Control de condiciones severas de planta, incluyendo evitar la progresión del accidente y mitigar las consecuencias de accidentes severos.	
1.5	Nivel 5: Mitigación de las consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radioactivo.	
2.	Barreras Físicas	
2.1	1ª barrera: Pastillas Combustible	
2.2	2ª barrera: Vainas Combustible	
2.3	3ª barrera: Barrera a presión del Primario	
2.4	4ª barrera: Contención	
3.	Funciones de Seguridad	
3.1	Control de la reactividad	
3.2	Extracción de calor del combustible	
3.3	Confinamiento del material radiactivo	

Tabla 7-44: Pérdida de principios de seguridad de la defensa en profundidad en el evento de Mihama

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

		Principios Vulnerados
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	X
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador (la seguridad última de la planta recae sobre el operador)	X
1.1.3	Responsabilidad del regulador. Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de fabricantes, constructores y operadores.	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	
1.2	Principios técnicos generales	
1.2.1	Revisión por pares	
1.2.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.2.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.2.2	Garantía de calidad (todos los equipos suministrados, y los servicios y tareas llevadas a cabo, cumplen los requerimientos especificados)	X
1.2.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	X
1.2.4	Factores humanos (i.e. personal entrenado y cualificado. El diseño considera el error humano, y se proporcionan medios para corregirlo en caso necesario)	X

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.	Principios de Seguridad Específicos	X
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C)	
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.1.1	Sucesos internos (e.g. fuego)	
2.2.1.2	Sucesos externos (e.g. sismos, inundaciones)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Tabla 7-45: Vulneraciones y debilidades en los Principios de Seguridad en el evento de Mihama

Identificación de las medidas implantadas

Identificación de las medidas requeridas por el regulador nipón (NISA)

Medida Implantada (NISA)	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> - Regulaciones sobre el espesor de las paredes de las tuberías: <p>NISA delegó el método de la gestión del espesor de la tubería a ambas empresas (KEPCO y Mitsubishi), lo cual fue en parte causa del evento acaecido.</p> <p>Como medida implantada, en diciembre de 2004 se revisaron las ordenanzas ministeriales, y NISA publicó una guía como norma gubernamental en febrero de 2005.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Regulaciones sobre la garantía de calidad para ambas empresas 	(91)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada (NISA)	Fuente
<p>A medida que las nuevas regulaciones sobre seguridad entraron en vigor en octubre de 2003, NISA inició las inspecciones y dirigió a cada compañía para llevar a cabo actividades autónomas sobre el mantenimiento y garantía de calidad.</p> <p>En base en las lecciones aprendidas del accidente, NISA realizó mejoras continuas sobre los métodos de inspección, y requirió a todos los operadores realizar actividades de gestión del mantenimiento y garantía de la calidad, de una manera estricta y exhaustiva.</p>	

Identificación de las medidas implantadas por el operador

Medida Implantada	Fuente
<p>El operador de la central de Mihama, KEPCO, implantó un plan de medidas para prevenir la recurrencia de sucesos así. Este plan consistía en:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Anteponer la seguridad en primer lugar. Para ello, estableció un calendario en el que se debía: <ul style="list-style-type: none"> ○ Clarificar la priorización de la seguridad en el plan de gestión y la difusión de esta consciencia. ○ Mejorar la seguridad ocupacional. – Invertir de forma más importante en la seguridad, mediante: <ul style="list-style-type: none"> ○ Refuerzo del plan de mantenimiento de la central, mejorando el sistema de gestión sobre el plan de vigilancia en el espesores de las tuberías del circuito secundario, aumentando el personal de mantenimiento, estudiando perfiles de asesores técnicos, así como perfiles de coordinación y gestión de la información. ○ Inversión proactiva. Llevar a cabo continuas reformas basadas en la comunicación con las centrales nucleares y empresas colaboradoras. Revisar planes a largo plazo, incluyendo el envejecimiento de las plantas, para incrementar el nivel de seguridad. ○ Sentar como base los procesos de trabajo con garantías de seguridad. ○ Educación concienzuda, sobretodo en la importancia de la gestión de los espesores del circuito secundario. 	<p>(92)</p>

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Medida Implantada	Fuente
<ul style="list-style-type: none"> – Mejora continua en la gestión del mantenimiento para asegurar la seguridad y establecer cooperación más cercana con los fabricantes y los subcontratistas: <ul style="list-style-type: none"> ○ Mejora del plan de vigilancia de espesores del circuito secundario. Mejora de las listas de inspecciones. Creación de reglas para revisiones periódicas. Intercambio de información sobre las omisiones en las inspecciones. Para ello, se pidió a la <i>Japan Society of Mechanical Engineers</i> su participación, para la mejora de las Guías de Inspección. ○ Reformar el mantenimiento de forma continua, desde la planificación y la implantación hasta la evaluación. ○ Auditorías mejoradas. Implementar auditorías externas. ○ Colaboración con fabricantes y empresas colaboradoras. – Esfuerzo en recuperar la confianza de las comunidades locales. – Evaluación objetiva y comunicación amplia de las iniciativas sobre la seguridad. 	

Identificación de las medidas analizadas por el regulador estadounidense (NRC)

Medida Implantada	Fuente
<p>La NRC sacó a la luz en Marzo de 2006, la <i>Information Notice</i> 2006-08, en la cual alertaba a los operadores sobre la necesidad de analizar la experiencia operativa acaecida en la central de Mihama en 2004. En dicho documento, el organismo regulador indicaba que se esperaba por parte de los operadores un análisis sobre la aplicabilidad de este evento sobre sus centrales, así como la consideración de acciones, en caso de aplicar, para evitar problemas similares.</p> <p>No obstante, en dicha IN 2006-08 se indicaba también que la gestión del fenómeno de la FAC en Estados Unidos es distinta que en Japón, ya que en los Estados Unidos esta inspección se basa en las recomendaciones de la guía EPRI NSAC-202L.</p>	(90)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Conclusiones principales sobre el impacto de las medidas implantadas sobre los principios de la seguridad nuclear

Las principales lecciones aprendidas del evento de Mihama, considerando las causas-raíz que lo causaron y las medidas más relevantes, son las siguientes:

- Debido a la gestión inefectiva del mantenimiento de planta por parte de KEPCO (el operador), así como a unos sistemas de gestión de la calidad inefectivos y a una insuficiente penetración de la cultura de seguridad por parte de KEPCO, en diciembre de 2004 se revisaron las ordenanzas ministeriales, y NISA (el regulador japonés) publicó una guía como norma gubernamental en febrero de 2005.

En base en las lecciones aprendidas del accidente, NISA realizó mejoras continuas sobre los métodos de inspección, y requirió a todos los operadores realizar actividades de gestión del mantenimiento y garantía de la calidad, de una manera estricta y exhaustiva.

- Adicionalmente, el operador de la central de Mihama, KEPCO, implantó un plan de medidas para prevenir la recurrencia de sucesos así. El plan incluía medidas en los ámbitos de:
 - o Refuerzo de la cultura de seguridad en el ámbito organizacional, para permitir su capilaridad al resto de niveles.
 - o Invertir de forma más importante en la seguridad, reforzando el plan de mantenimiento de la central (aumento de personal, perfiles asesores técnicos), fomentando la comunicación continua entre operadores (EO), revisar los planes de gestión del envejecimiento, fomentar la educación (sobretudo en cuanto a los espesores del circuito secundario).
 - o Mejora continua en la gestión del mantenimiento para asegurar la seguridad y establecer cooperación más cercana con los fabricantes y los subcontratistas. Realización de auditorías mejoradas. Implementar auditorías externas.

Aunque el evento de Mihama no tuvo ninguna afectación en cuanto a la seguridad nuclear, ya que no afectó a ninguna de las funciones de seguridad ni falló ninguna de las barreras físicas de la defensa en profundidad, el evento tuvo una importante repercusión a nivel puramente industrial, ya que resultó en la muerte de 5 personas, y 6 personas más resultaron heridas.

7.3. Conclusiones generales sobre el análisis de eventos.

Las conclusiones principales a nivel global extraídas para los 15 eventos, son:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

La gravedad y magnitud de cada uno de los 15 eventos analizados, es muy distinta. Si bien resulta de un notable interés poder conocer y estudiar de qué manera la industria nuclear ha hecho frente y ha actuado ante a todos estos eventos, analizando pormenorizadamente sus causas y extrayendo e implantando las lecciones aprendidas y las medidas necesarias sobre estas lecciones aprendidas, en cuanto al impacto sobre la población y el medio ambiente (e.g. en términos de salud, económicos, de contaminación del suelo y el agua, de confinamiento o evacuación de personas) que estos eventos han tenido, únicamente son destacables 2 de los 15 eventos seleccionados: Chernobyl y Fukushima.

En cuanto al impacto sobre la seguridad nuclear, de cada uno de los eventos seleccionados, cabe mencionar que los 3 eventos con un calado más profundo sobre la seguridad nuclear a escala global, son: Three Mile Island, Chernobyl y Fukushima. Estos 3 eventos marcaron un antes y un después en la manera de afrontar la seguridad nuclear.

Después de cada uno de los eventos identificados y descritos en el presente informe, la industria nuclear ha actuado siempre, aplicando una serie de medidas para impedir que estos eventos vuelvan a suceder, y para mejorar la seguridad nuclear en general. Estas actuaciones provienen generalmente de los requerimientos exigidos por el organismo regulador correspondiente y, en varios casos, también las propias entidades explotadoras promueven actuaciones claras para hacer frente a la recurrencia de estos eventos.

Las actuaciones pretenden hacer frente a las causas raíz que han dado lugar al accidente, de forma que no vuelven a darse las condiciones para que un evento similar suceda de nuevo. Las causas raíz que han dado lugar a los eventos analizados, tienen en todos los eventos una naturaleza muy parecida, y pueden agruparse bajo las siguientes categorías:

- Deficiencias en el diseño;
- Deficiencias en la construcción y fabricación;
- Deficiencias de operación y mantenimiento;
- Deficiencias en el factor humano (cultura de seguridad);

Por lo tanto, las medidas que la industria nuclear ha implantado para hacer frente a las causas raíz de los eventos sucedidos (lo que serían las lecciones aprendidas de los eventos), incluyen disposiciones de muy diversa índole, afectando todas ellas de forma directa a los principios de seguridad nuclear definidos de acuerdo a la OIEA, y que quedan resumidas en las siguientes áreas:

- Seguridad en el diseño y construcción:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Mejora de los sistemas de prevención y protección contra incendios de las centrales nucleares. Adaptación a la complejidad de una central nuclear.
- Importancia de la protección y prevención frente a fallos de causa común: Importancia de la separación física y de la redundancia de equipos y sistemas (e.g. cableado eléctrico), como dos rasgos altamente importantes de la defensa en profundidad.
- Los sistemas de seguridad deben ser intrínsecamente seguros, siendo capaces de hacer frente a ciertos transitorios sin la actuación del operador.
- La contención es una estructura clave para impedir la liberación de productos de fisión al exterior. Un edificio de contención de gran volumen supone un claro beneficio.
- Interfaz hombre-máquina: es muy importante contar con una buena interfaz hombre-máquina, prestando por lo tanto la debida atención a los factores humanos dentro de la seguridad nuclear. Importancia del diseño de sala de control.
- Importancia de contar con análisis de seguridad detallados y extensos, para contemplar todo el espectro de posibilidades, y estos deben contar con revisiones técnicas independientes. Importancia también de la utilización de los análisis probabilistas de la seguridad, para la identificación de vulnerabilidades diversas (tanto en diseño como en operación).
- Mejora de las capacidades para refrigerar el núcleo del reactor y las piscinas de combustible gastado, en caso de eventos de pérdida total de alimentación eléctrica (SBO). Las piscinas de combustible gastado han resultado ser uno de los puntos de atención más relevantes, debido a la fragilidad de éstas frente a eventos como el de Fukushima.
- Reevaluación de las vulnerabilidades de las plantas respecto a eventos externos extremos y de muy baja ocurrencia, con potencial afectación a varias unidades en un mismo emplazamiento, y evaluación del margen disponible para hacer frente a estos eventos, respecto a aquello considerado en las bases de diseño originales. En el caso europeo, estas reevaluaciones fueron denominadas Stress Test, o pruebas de resistencia.
- Implantación de modificaciones de diseño para corregir deficiencias en áreas concretas del diseño de Estructuras, Sistemas y Componentes. Los diseños de

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

las modificaciones de diseño deben ser revisados adecuadamente para asegurar su correcto funcionamiento una vez implantados.

- Mitigación de accidentes severos: implantación de medidas técnicas para hacer frente a accidentes severos, como la instalación de recombinadores de hidrógeno pasivos en la contención, la creación de centros de emergencia, ligados a las centrales, con equipos portátiles para inyectar agua y utillaje suficiente para hacer frente a un accidente severo, y la creación de centros de emergencia generales, centralizados, para hacer frente a una emergencia en cualquiera de las centrales bajo su amparo.

- Seguridad operacional (operación y mantenimiento):

La industria nuclear se embarcó en una serie de proyectos para mejorar la seguridad nuclear operacional, y más en concreto:

- Generación de nuevos procedimientos de operación y de emergencia. Los procedimientos de operación deben estar basados en síntomas, sin la necesidad de que el operador realice ningún diagnóstico de la situación. De esta forma se minimiza el potencial error humano del operador.
- Deben existir los suficientes controles de calidad en las operaciones de mantenimiento. Mejora continua en la gestión del mantenimiento de las plantas, estableciendo cooperación más cercana entre fabricantes y subcontratistas. Realización de auditorías externas e independientes en las tareas de mantenimiento.
- Realimentación de la EO: una de las causas raíz más recurrentes en los eventos analizados es el hecho de no haber considerado de forma adecuada otros eventos de la industria que pueden ser considerados como eventos precursores. A este efecto, la industria ha creado mecanismos para compartir la experiencia operativa, tanto a nivel nacional, como a nivel internacional. A título de ejemplo:
 - Creación del *Incident Reporting System*, IRS, a través de la NEA/OIEA, a escala global.
 - Creación del INPO, a escala nacional, como herramienta para un efectivo intercambio de información entre operadores, dentro de la industria norteamericana.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Creación del WANO, a escala internacional, como herramienta de compartición de experiencia operativa a escala global.
- Gestión y mitigación de accidentes severos (a nivel técnico y organizativo): se han implantado mejoras en el quinto nivel de la defensa en profundidad para hacer frente y para gestionar accidentes severos. Algunas de estas medidas son: mejora de las guías de accidente severo (incluyendo equipos, procedimientos y entrenamiento).
- Factor humano (cultura de seguridad):
 - La cultura de seguridad debe estar siempre presente a nivel general en materia nuclear, tanto a nivel nacional como a nivel local. Tanto al nivel legislativo, nivel regulatorio, nivel de los titulares de las instalaciones, incluyendo a supervisores y operadores propiamente. Se debe priorizar siempre la seguridad frente a la producción. Los operadores no deben vulnerar los procedimientos de operación.
 - El organismo regulador debe ser completamente efectivo e independiente, y priorizar siempre la seguridad frente a la producción.
 - Realización de auditorías tanto internas como externas, con presencia de organismos internacionales (expertos de la OIEA, WANO, o INPO en el caso de Estados Unidos).
 - Armonización de la seguridad nuclear. Concepto que persigue una aproximación comuna a la seguridad nuclear, así como una visión transversal de la misma, permitiendo un intercambio de información fluido entre sus miembros, ya sean operadores o reguladores. Uno de los objetivos de organizaciones como INPO, WANO, NEA/OIEA, ó WENRA es justamente esta armonización.

Por lo tanto, y como conclusión a lo expuesto en relación a las medidas que la industria nuclear ha implantado en cada uno de los eventos que ha tenido, se trata de una industria madura que es capaz de aprender de las deficiencias y malfuncionamientos, de forma que las causas que han originado estas deficiencias y que han llevado a los incidentes o accidentes, sean identificadas y se tomen medidas correctoras para prevenir su recurrencia futura, tanto en la propia instalación como en el resto de instalaciones en las que potencialmente podría ocurrir, a través de mecanismos de realimentación sólidos que permiten compartir la información de forma fluida y clara, y que incluyen tanto a la propia industria a través de los operadores, como a los cuerpos reguladores que se encargan de la vigilancia y supervisión de las instalaciones nucleares.

8. ANALISIS DEL COMPORTAMIENTO DE LAS CENTRALES NUCLEARES FRENTE A EVENTOS SÍSMICOS

Las instalaciones nucleares están diseñadas para que los terremotos y otros eventos externos no pongan en peligro la seguridad de la planta. En Francia, por ejemplo, las centrales nucleares están diseñadas para soportar un sismo dos veces superior al sismo calculado para cada emplazamiento con un periodo de retorno de 1000 años. En Japón, debido a la frecuencia y magnitud de los eventos sísmicos, se presta una especial atención en torno al tema sísmico en el emplazamiento, el diseño y la construcción de las centrales nucleares. El diseño sísmico de estas plantas, se basa en criterios mucho más estrictos que los que se aplican a otras instalaciones no nucleares. Las centrales nucleares se construyen también en rocas asentamientos rocosos duros (no en sedimentos) para minimizar las vibraciones debidas a los sismos. A título de ejemplo, la planta de reprocesado de Rokkasho, en Japón, está construida encima de una roca estable, y está diseñada para resistir sismos de una magnitud 8.25 (93).

La alta actividad sísmica de Chile es tal vez el factor de riesgo más importante a la hora de analizar la opción nuclear. Chile es una de las tres naciones más sísmicas del mundo, de hecho es donde se ha experimentado el movimiento telúrico más fuerte a nivel mundial desde que existen registros; el terremoto de Valdivia (año 1960), que tuvo una magnitud de 9.5, es quien ostenta el record. Para tener una idea de lo que esto significa, hay que recordar el sismo del año 1985, que afectó principalmente a la regiones Quinta y Metropolitana, el cual registró una magnitud de 7.7; o el gran terremoto de junio del 2005 ocurrido en el norte grande, el cual anotó una magnitud de 7.9. (...) Otra de las naciones sísmicas que integran la lista es Japón, el cual es azotado por grandes terremotos con un promedio muy similar al de Chile (94).

Se estima que, en todo el mundo, el 20% de los reactores nucleares están operando en áreas de actividad sísmica significativa. La Agencia Internacional de Energía Atómica (OIEA) tiene una Guía de seguridad sobre riesgos sísmicos para centrales nucleares. Varios sistemas se utilizan en la planificación, incluida la evaluación probabilística del riesgo sísmico (PSHA), recomendada por la OIEA y ampliamente aceptada.

El documento SSG-9 de la OIEA, (95), sobre "la "Evaluación de Peligros sísmicos en la evaluación del emplazamiento para instalaciones nucleares", proporciona información relevante para los estudios y análisis necesarios a la hora de caracterizar un emplazamiento para una instalación nuclear, teniendo en consideración los riesgos sísmicos a los que esta instalación puede estar sujeta.

Adicionalmente, el documento NS-G-1.6 de la OIEA (96), "Diseño y calificación sísmica para centrales nucleares", proporciona información sobre recomendaciones de métodos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

generalmente aceptados para el diseño de centrales nucleares, de manera que un sismo en el emplazamiento no comprometa la seguridad de la planta.

Asimismo, existen varios documentos elaborados por la NRC (organismo regulador americano) que tratan específicamente el tema de la sismología y su afectación a las centrales nucleares, así como de la NSC (organismo regulador japonés). En el apartado 8.2 puede encontrarse más información al respecto.

A continuación, en el apartado 8.1, se presentan, en orden cronológico, una serie de eventos sísmicos recogidos a lo largo de la historia, que han tenido afectación a centrales nucleares. Se determina también cuál ha sido la afectación del sismo sobre la seguridad de las centrales afectadas.

8.1. Listado de eventos sísmicos

8.1.1. Sismo en Spitak, Armenia, en 1988 (Magnitud 6.9)

En el año 1988, se registró en Spitak, Armenia, un sismo de magnitud 6.9, el cual afectó a la central nuclear de Metsamor, de tecnología VVER-440/270.

La aceleración máxima registrada en el emplazamiento fue de 0,04 g (componente Norte-Sur) en la sala de control, siendo el valor de diseño RLE* (i.e. *Review Level Earthquake*) en esta sala y para esta componente NS, de 0,55 g, según refleja el documento de la OIEA (97).

Los reactores continuaron su operación normalmente, sin daño alguno, a pesar de que las aceleraciones observadas debido al terremoto fueron mayores que las previstas en el diseño. No hubo disparo de los reactores, al ser las señales registradas inferiores al valor umbral de disparo. Aun así, se cerraron ambas unidades en 1989 debido a preocupaciones sobre la seguridad respecto a la vulnerabilidad sísmica. En 1995, la unidad 2 volvió a arrancar debido a una importante falta de suministro energético en el país.

8.1.2. Sismo en Honshu Island, Japón, en 1993 (Magnitud 5.8)

En el año 1993, se registró en Honshu Island, Japón, un sismo de magnitud 5.8, el cual afectó a la central nuclear de Onagawa-1. El reactor se detuvo automáticamente, como consecuencia del sismo, no habiéndose evidenciado ninguna afectación en la seguridad de la planta adicional.

*RLE: *Review Level Earthquake*, es el sismo base a partir del cual se realiza un análisis del margen sísmico, o bien un análisis probabilista de las vulnerabilidades sísmicas. Puede encontrarse más información sobre este parámetro en la guía de la OIEA NS-G-2.13 (98).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

8.1.3.Sismo en Hokkaido, Japón, en 1993 (Magnitud 7.8)

En el año 1993, se registró en Hokkaido, Japón, un sismo de magnitud 7.8, el cual afectó a la central nuclear de Tomari 1 y 2. Los reactores continuaron su operación normalmente.

8.1.4.Sismo en el norte de Japón, en 1994 (Magnitud 7.5)

En el año 1994, se registró en el norte de Japón, un sismo de magnitud 7.5, el cual afectó a 11 centrales nucleares de tipo BWR que estaban operando en la zona. No se registró ningún daño en estas centrales a resultas del evento sísmico.

8.1.5.Sismo en California, Estados Unidos, en 1994 (Magnitud 6.6)

En el año 1994, se registró en la zona de California un sismo de magnitud 6.6, el cual afectó a las centrales nucleares de San Onofre 2 & 3 y Diablo Canyon. Los reactores continuaron su operación normalmente.

8.1.6.Sismo en Kobe, Japón, en 1995 (Magnitud 7.2)

En el año 1995, se registró en la zona de Kobe, Japón, un sismo de magnitud 7.2, el cual afectó a las centrales nucleares de Takahama, Ohi, así como otras centrales dentro de un radio de 200 km respecto al epicentro del sismo. Ninguna de las plantas nucleares dentro de este radio de 200 km respecto al epicentro del sismo, tuvieron daños significativos, e incluso aquellos reactores que estaban operando en aquél momento continuaron con su operación. Este terremoto, devastó la zona de Kobe.

8.1.7.Sismo en Ji-Ji, Taiwan, en 1999 (Magnitud 7.6)

En el año 1999, se registró en la zona de Ji-Ji, Taiwan, un sismo de magnitud 7.6, el cual afectó a las centrales nucleares de Chinshan, Kuosheng, y Maanshan. El sismo provocó una gran pérdida de vidas humanas. Los reactores detuvieron su operación inmediatamente. 2 días después del sismo, los reactores de Kuosheng y Chinshan reanudaron su operación, y los 2 reactores de Maanshan siguieron operando con normalidad.

8.1.8.Sismo en Miyagi, Japón, en 2003 (Magnitud 7.0)

En el año 2003, se registró en Miyagi, Japón, un sismo de magnitud 7.0, el cual afectó a la central nuclear de Onagawa. Se activaron los actuadores automáticos, y el reactor disparó automáticamente (SCRAM) debido a las aceleraciones detectadas.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En este caso las aceleraciones observadas durante el sismo fueron inferiores a las aceleraciones previstas en el diseño, según indica el documento (99).

8.1.9. Sismo en Niigata, Japón, en 2004 (Magnitud 6.8)

En el año 2004, se registró en Niigata, Japón, un sismo de magnitud 6.8, el cual afectó a la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa. Los reactores continuaron su operación normalmente.

8.1.10. Sismo en Niigata, Japón, en 2004 (Magnitud 5.2)

También en el año 2004, se registró en Niigata, Japón, un sismo de magnitud 5.2, el cual afectó a la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa. En este caso disparó uno de los reactores, no habiéndose evidenciado daño alguno en la seguridad de la planta.

8.1.11. Sismo en California, Estados Unidos, en 2005 (Magnitud 6.5)

En el año 2005, se registró en la zona de California un sismo de magnitud 6.5, el cual afectó a las centrales nucleares de Diablo Canyon. Los reactores continuaron su operación normalmente, no habiéndose evidenciado daño alguno en la seguridad de la planta.

8.1.12. Sismo en Honshu Island, Japón, en 2005 (Magnitud 7.2)

En el año 2005, se registró en Honshu Island, Japón, un sismo de magnitud 7.2, el cual afectó a la central nuclear de Onagawa. Dispararon los 3 reactores automáticamente, sin daño alguno. Los reactores fueron llevados a parada segura, tal y como estaba previsto en su diseño. Los 3 reactores fueron arrancando sucesivamente (El grupo 1, en mayo de 2007, el grupo 2 en enero de 2006, y el grupo 3 marzo de 2006).

La aceleración máxima registrada en el emplazamiento fue de 263 Gal (componente Norte-Sur) en la Unidad 1, siendo el valor de diseño para esta componente Norte-Sur, en las unidades 2 y 3, de 357 y 375 Gal, respectivamente, según refleja el documento (97).

8.1.13. Sismo en Kyushu, Japón, en 2005 (Magnitud 7.0)

En el año 2005, se registró en Kyushu, Japón, un sismo de magnitud 7.0, el cual afectó a las centrales nucleares de Genkai, Sendai, Shimane, e Ikata. No se registró ningún daño en estas centrales a resultas del evento sísmico.

8.1.14. Sismo en Niigata, Japón, en 2007 (Magnitud 6.8)

En el año 2007, se registró en Niigata, Japón, un sismo de magnitud 6.8, el cual afectó a la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa. No hubo daño en ninguno de los 7 reactores, a pesar de que las

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

aceleraciones observadas debido al terremoto fueron mayores que las previstas en el diseño. Los reactores fueron llevados a parada seguro, tal y como estaba previsto en su diseño. Ello llevó a una reevaluación de los criterios de diseño y criterios sísmicos.

La aceleración máxima registrada en el emplazamiento fue de 680 Gal (componente Este-Oeste) en la Unidad 1, siendo el valor de diseño en este punto y para esta componente Este-Oeste, de 273 Gal, según refleja el documento de la OIEA (97). Los valores registrados fueron, en general, superiores a los valores previstos en el diseño.

8.1.15. Sismo en la península de Noto, Japón, en 2007 (Magnitud 6.9)

En el año 2007, se registró en la península de Noto, Japón, un sismo de magnitud 6.9, el cual afectó a la central nuclear de Shika. No hubo daño en la central y se mantuvieron todas las funciones de seguridad. La única afectación que hubo, fue el derrame de 45 litros de agua de la piscina de combustible gastado de la unidad 1.

La aceleración máxima registrada en el emplazamiento fue de 264 Gal (componente Este-Oeste) en la Unidad 2, siendo el valor de diseño en este punto y para esta componente Este-Oeste, de 332 Gal, según refleja el documento de la OIEA (97).

8.1.16. Sismo en Sichuan, China, en 2008 (Magnitud 7.9)

En el año 2008, se registró en Sichuan, China, un sismo de magnitud 7.9, el cual afectó a varios reactores de investigación, militares y también comerciales. No se registraron daños a resultados del sismo.

8.1.17. Sismo en el norte de Japón, en 2010 (Magnitud 6.2)

En el año 2010, se registró en el norte de Japón, un sismo de magnitud 6.2, el cual afectó a 13 centrales nucleares que estaban operando en la zona (i.e. Fukushima I&II, y Onagawa). Ninguno de los 13 reactores resultó dañado a resultados del evento sísmico.

8.1.18. Sismo en Virginia Central, Estados Unidos, en 2011 (Magnitud 5.8)

En el año 2011, se registró en Virginia Central, Estados Unidos, un sismo de magnitud 5.8, el cual afectó a la central nuclear de North Anna. El sismo se registró a 11 millas de la planta. Aunque la planta experimentó aceleraciones superiores a las que estaban previstas para la zona, todos los sistemas estuvieron protegidos, y actuaron según lo previsto en su diseño para mantener las funciones de seguridad. No hubo daños.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

La aceleración máxima estimada en el emplazamiento fue de 0,26 g, siendo el valor de diseño de 0,12 g en ESC situados encima de roca, y de 0,18 g para ESC situadas encima de suelo, según refleja el documento de la NRC (100).

8.1.19. Sismo en Honshu Island, Japón, en 2011 (Magnitud 9.0)

En el año 2011, se registró en Honshu Island, Japón, un sismo de magnitud 9.0, el cual afectó a las centrales nucleares de Fukushima y Onagawa.

La central nuclear de Onagawa, resistió tanto el sismo como el tsunami posterior. Esta central fue la que más cerca estuvo del epicentro del terremoto, y fue llevada a parada segura, sirviendo incluso como refugio para las personas que tuvieron que desplazarse debido al tsunami.

En la central de Fukushima, cuando el terremoto fue detectado, las unidades 1, 2 y 3 pararon automáticamente según estaba previsto en el diseño. Aunque las aceleraciones observadas debido al terremoto fueron mayores que las previstas en el diseño, no hubo ninguna indicación de que las principales características de seguridad de la central se vieran afectadas por los movimientos vibratorios de la tierra generados por el terremoto. Ello se debió al enfoque prudente aplicado en el Japón con respecto a los terremotos al diseñar y construir centrales nucleares, lo que dio lugar a una central con márgenes de seguridad suficientes.

La aceleración máxima registrada en el emplazamiento fue de 550 Gal (componente Este-Oeste) en la losa del edificio del reactor de la Unidad 2, siendo el nuevo valor de diseño (según la guía NSC-2006 (101)) en este punto y para esta componente Este-Oeste, de 438 Gal, según refleja el documento de la OIEA (102).

No obstante, las consideraciones del diseño originario no preveían márgenes de seguridad comparables para sucesos de inundación externa extremos, como los tsunamis.

Para mayor detalle de este evento y las consecuencias que hubo debidas al tsunami, ver el apartado 7.2.5.1.

Tanto los reactores de Fukushima Daiichi como los de Fukushima Daini, así como los de Onagawa, resistieron estructuralmente el sismo.

Este sismo fue el más potente jamás registrado en Japón, y el cuarto sismo más intenso registrado a escala global.

8.1.20. Sismo en Irán, en 2013 (Magnitud 7.7)

En el año 2013, se registró en Irán, un sismo de magnitud 7.7, el cual afectó a la central nuclear de Bushehr. Según se reportó a la OAEA no hubo ningún daño, aunque posteriormente se

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

reportaron algunas grietas en el hormigón. La central está diseñada para sismos de magnitud 8.0.

8.2. Nociones generales para la evaluación de la vulnerabilidad sísmica en centrales nucleares

La aproximación a la hora de evaluar la vulnerabilidad sísmica de una instalación nuclear por parte de los organismos reguladores de los distintos países miembros de la OCDE, difiere bastante de un país a otro, tanto en lo que respecta a la consideración de los efectos sobre el emplazamiento, cómo a la hora de determinar el nivel de probabilidad del evento que una determinada instalación nuclear debe ser capaz de resistir.

Países como Canadá, Francia, Japón o Estados Unidos disponen de sus propios estándares nacionales a la hora de definir el input sísmico para sus instalaciones nucleares, mientras que otros países como la República Checa o los Países Bajos no disponen de normativa específica propia, y adoptan las normas y guías de la OIEA, según indica el documento de la NEA NEA/CSNI/R(2015)9 “ *Current Practices in Defining Seismic Input for Nuclear Facilities*” (103).

La primera acción a realizar a la hora de diseñar las centrales nucleares frente a los sismos, según (103), es la realización de un análisis de vulnerabilidad sísmica del emplazamiento, o *Seismic Hazard Analysis* (SHA). Este análisis proporcionará los movimientos sísmicos de referencia, en forma de aceleraciones, velocidades o desplazamientos (95), que podrán ser usados a posteriori como parámetro de entrada para el cálculo dinámico de la instalación nuclear, es decir, para la evaluación específica en la instalación del movimiento sísmico de referencia.

El análisis de vulnerabilidad sísmica del emplazamiento puede ser tanto determinista como probabilista (o bien una combinación de ambas). Países como Japón o Francia utilizan una aproximación básicamente determinista, mientras que países como Estados Unidos emplean una aproximación mixta (tanto determinista como probabilista).

De hecho, la guía de seguridad específica de la OIEA SSG-9 (95), recomienda también en su apartado 5.1, evaluar la vulnerabilidad frente a movimientos sísmicos empleando métodos tanto deterministas como probabilistas para el análisis del SHA.

Una vez se dispone del *Seismic Hazard Analysis*, se puede entonces convertir los movimientos de referencia obtenidos en el SHA, a los movimientos necesarios para ser empleados como input en los análisis dinámicos de la instalación en concreto, esto es, evaluar de forma específica los movimientos de referencia en la instalación. Es en este punto cuando surgen distintas posibilidades y situaciones, las cuales deben ser analizadas pormenorizada y detalladamente.

La Ilustración 19 muestra de forma gráfica esta situación:

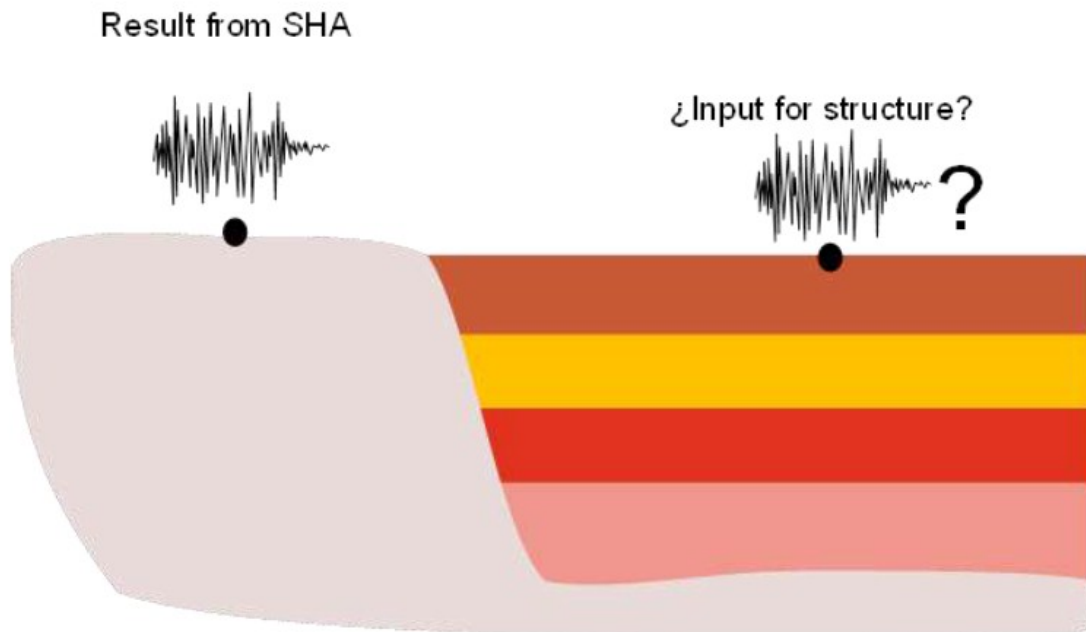


Ilustración 19: Representación de la situación, desde la determinación del SHA hasta el Input para los análisis dinámicos de la instalación. Fuente: (103)

Si tomamos como dato de partida los 20 eventos sísmicos analizados en el apartado 8.1, puede apreciarse como el 80% de los eventos han tenido lugar entre Japón y Estados Unidos (y en Japón mayoritariamente). Por lo tanto, las guías y requerimientos de los organismos reguladores en estos dos países podrían considerarse las más completas para hacer frente al emplazamiento, diseño y construcción de centrales nucleares respecto a la vulnerabilidad ante sismos. Esta afirmación, puede verse reflejada como conclusión en el documento de la NEA NEA/CSNI/R(2015)9 “ *Current Practices in Defining Seismic Input for Nuclear Facilities*” (103).

Es por este motivo, que se considera a continuación una aproximación de forma sucinta a las herramientas que utilizan estos dos países a la hora de dotar a sus instalaciones nucleares de adecuadas garantías de que serán capaces de responder adecuadamente ante eventos sísmicos importantes. Adicionalmente, se incluye también esquemáticamente los requerimientos de las guías de seguridad de la OIEA.

8.2.1. Aproximación al estudio sísmico según la OIEA

Determinación de la vulnerabilidad frente a sismos en un determinado emplazamiento

Según se indica en las recomendaciones generales de la guía de seguridad específica de la OIEA SSG-9 (95), es conveniente realizar el *Seismic Hazard Analysis* (SHA), a través de un proyecto específico, para el cual se disponga de unos objetivos claros y detallados, y éste debe llevar asociado un plan de trabajo. Este proyecto se debería llevar a cabo a través de un equipo

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

multidisciplinar formado por expertos en varios campos, como la geología, la sismología, la geofísica, la ingeniería y posiblemente otras áreas (como la historia).

Para poder realizar el SHA, será necesario disponer de información de diversa índole, conformando una base de datos extensa e integrada, con los datos de las características geológicas, geofísicas, geotécnicas y sismológicas de la región del emplazamiento, para poder así evaluar las vulnerabilidades ante sismos.

A título de ejemplo, se adjunta en la referencia (95) una tabla con los típicos resultados de un SHA probabilístico, y que incluye parámetros como:

- Curvas medias de vulnerabilidad;
- Curvas fractiles de vulnerabilidad;
- Espectro de respuesta uniforme de vulnerabilidad;
- Desagregación de la Magnitud-Distancia;
- Medias y modas de magnitud y distancia;
- Desagregación de la fuente sísmica;
- Curvas de vulnerabilidad agregadas;
- Historial de sismos;

Determinación de las bases de diseño de la instalación en cuanto a la vulnerabilidad frente a sismos

La guía de seguridad de la OIEA NS-G-1.6, “*Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants*” (96), proporciona recomendaciones sobre un método generalmente aceptado para diseñar y construir una central nuclear, de forma que un movimiento provocado por un sismo determinado según la guía SSG-9 (95), no comprometa la seguridad de la planta.

Este sismo determinado según la guía SSG-9, es el que constituirá el sismo base de diseño, dividido en dos categorías, una mucho más severa y conservadora (llamada SL-2), y otra menos severa y más probable (llamada SL-1). El sismo correspondiente a la categoría SL-2, es conocido también como “sismo de parada segura”, o *Safe Shutdown Earthquake (SSE)*.

8.2.2. Aproximación al estudio sísmico según normas de la NRC (Estados Unidos)

Realización del *Seismic Hazard Analysis (SHA)* para el emplazamiento

En Estados Unidos, las centrales nucleares deben estar situadas en emplazamientos según lo especificado en el 10 CFR 100.23 “*Geologic and seismic siting criteria*” (104) (aplicable para instalaciones con licencia a partir del año 1997 en adelante). En esta normativa, se establecen una

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

serie de parámetros que todo solicitante a una nueva instalación debe considerar. Algunos de ellos son:

- Características geológicas, sismológicas, y de ingeniería de un determinado emplazamiento y de los alrededores (e.g. movimientos del terreno vibratorios, deformación de la superficie tectónica y no tectónica, ratios de recurrencia de los sismos, geometría de las fallas, material de los cimientos del emplazamiento), para poder así determinar:
 - o *Safe Shutdown Earthquake Ground Motion (SSE)*: parámetro que se caracteriza por el espectro de respuesta del movimiento del terreno, en la superficie del terreno libre;
 - o Potencial de deformaciones tectónicas y no tectónicas. El espectro de respuesta es una gráfica de las respuestas máximas (aceleraciones, velocidades o desplazamientos);
 - o Bases de diseño para inundaciones inducidas por sismos;
 - o Factores para otras condiciones de diseño. Se incluye, por ejemplo, estabilidad del terreno y de las rocas, el potencial de licuefacción, la estabilidad de taludes naturales y artificiales, o el suministro de agua de refrigeración;

Adicionalmente, el 10 CFR 50, Apéndice S, “*Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants*” (105) (aplicable también para instalaciones con licencia a partir del año 1997 en adelante), proporciona directrices para la ingeniería de diseño para las bases de diseño requeridas en el 10 CFR 100.23.

Evaluación para el emplazamiento del SHA

Después del evento de Fukushima en 2011, la NRC recomendó a las centrales americanas una reevaluación del riesgo sísmico, utilizando metodologías y prácticas actualizadas. Para ello, las centrales emplearon la Guía Reguladora R.G 1.208 “*A Performance-based Approach to define the Site-Specific Earthquake Ground Motion*” (106), la cual proporciona información sobre como calcular los efectos del sismo en un emplazamiento determinado. En particular, la RG 1.208, en su apéndice E, proporciona directrices generales sobre métodos que la NRC considera aceptables para determinar las características de la transmisión sísmica de las ondas (amplificación debida al suelo) de emplazamientos con suelo y roca, y para determinar el espectro de respuesta de movimiento del terreno, *Ground Motion Response Spectra (GMRS)*, específico para un emplazamiento.

Adicionalmente a los documentos indicados, los siguientes documentos tratan específicamente el tema de los efectos específicos en los emplazamientos (según indica el documento (103)):

- “*Interim Staff Guidance on Ensuring Hazard-Consistent Seismic Input for Site Response and Soil Structure Interaction Analysis*” (NRC) (107).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- “*Consistent Site-Response Soil-Structure Interaction Analysis and Evaluation*”, (NEI) (108).
- “*Consistent Site Response - SSI Calculations*”, (BNL) (109).

8.2.3. Aproximación al estudio sísmico según normas de la NSC (Japón)

Realización del *Seismic Hazard Analysis (SHA)* para el emplazamiento

La seguridad sísmica de las centrales nucleares en Japón es muy importante y se han realizado enormes esfuerzos para evaluar cuantitativamente y mejorar esta seguridad durante más de cuarenta años.

Los 3 documentos de referencia en relación con el diseño sísmico en Japón, según (103), son:

- NSCRG L-DS-I.02 “*Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities*”, (NSC) (101).
- “*Outline of New Regulatory Requirements for Light Water Nuclear Power Plants, (Earthquakes and Tsunamis)*”, (NRA) (110).
- JEAG4601-2008 “*Design Code of the Japan Electric Association*”, (JEA) (en japonés) (111).

En 2006, se revisó la guía de diseño sísmico para las centrales nucleares en Japón por parte de la *Nuclear Safety Commission*, NSC-2006 (101).

Esta guía para el diseño sísmico establece el parámetro *Design Basis Earthquake Ground Motion* o DBGM Ss, el cual debe servir como la base para el diseño sísmico de las instalaciones. Las instalaciones principales deben mantener las funciones de seguridad bajo los esfuerzos causados por un DBGM Ss. Las unidades de este parámetro son los Galileo, o Gal ($1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2$), o bien los g ($1g = 980 \text{ Gal}$).

Para determinar el valor de este parámetro, es necesario conocer previamente otras variables, como por ejemplo:

- Superficie libre del sustrato base;
- Fallas activas;
- Selección de los sismos en base a la clasificación de los tipos de sismos, como por ejemplo:
 - o Sismos bajo la corteza terrestre;
 - o Sismos entre placas;
 - o Sismos entre placas oceánicas;
- Correcto tratamiento de todas las incertidumbres asociadas a las variables, así como a los cálculos o modelizaciones realizadas.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Así como otros parámetros especificados en la propia guía NSC-2006 (101).

A título de ejemplo, en marzo de 2008 TEPCO actualizó el valor del DBGM Ss a 600 Gal para Fukushima, y para la central de Kashiwazaki Kariwa a 1000 Gal en octubre de 2008 (112).

Evaluación para el emplazamiento del SHA

Una vez se ha llevado a cabo el SHA, el espectro de respuestas resultante debe ser comparado con los espectros definidos a nivel regulatorio, y que vienen reflejados en el documento JEAG4601-2008 (111), de los cuales se deberá seleccionar uno, el cual será el empleado para el diseño de la planta.

Según (103), la regulación japonesa reconoce explícitamente la necesidad de propagar los DBGM Ss a los cimientos del edificio que se debe analizar. Esta propagación se realiza asumiendo que el DBGM ocurre al nivel de la roca madre, y teniendo también en consideración las características mecánicas del suelo en el emplazamiento. La Ilustración 20 muestra una visualización gráfica del proceso mediante el cual se incorporan los efectos propios del emplazamiento a los movimientos de control impuestos a la base de la estructura.

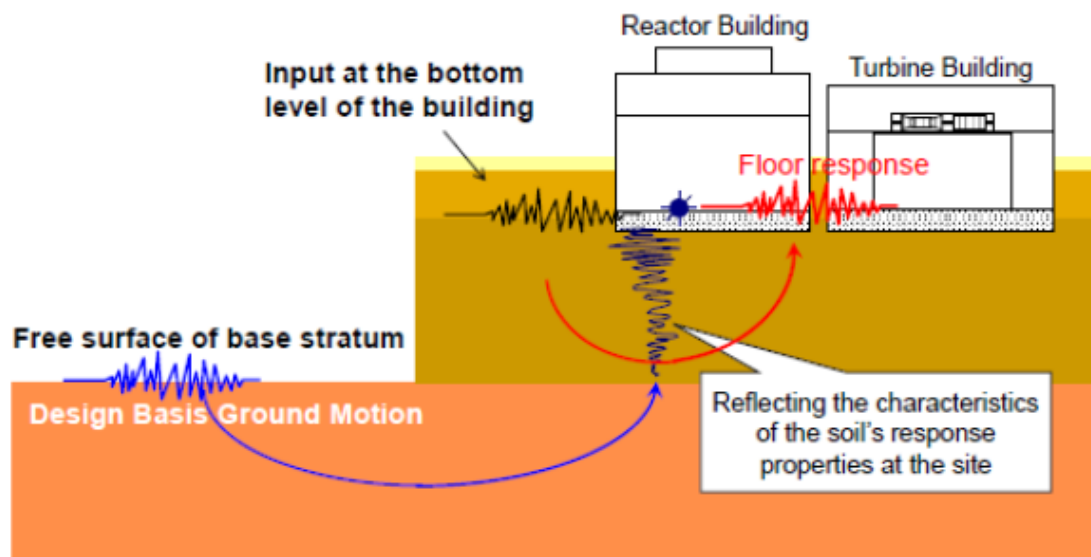


Ilustración 20: Representación de TEPCO para obtener el input sísmico específico para el emplazamiento. Fuente: (103)

8.3. Conclusiones de los eventos sísmicos y su afectación a las centrales nucleares

Como conclusión a lo expuesto en el apartado 8.1, considerando el conjunto de eventos sísmicos que han tenido afectación a alguna central nuclear a lo largo de las últimas décadas, puede extraerse que no ha habido ningún sismo registrado de cierta magnitud (ni de altas intensidades), ni cuando las aceleraciones que éste ha provocado han sido mayores que las aceleraciones previstas en el diseño, el cual haya comprometido o afectado la seguridad de las centrales nucleares, en ninguna de las barreras físicas establecidas en la defensa en profundidad, ni en ninguna de las funciones fundamentales de seguridad:

- Barreras físicas:
 - 1ª barrera: Pastillas Combustible
 - 2ª barrera: Vainas Combustible
 - 3ª barrera: Barrera a presión del Primario
 - 4ª barrera: Contención
- Funciones de Seguridad
 - Control de la reactividad
 - Extracción de calor del combustible
 - Confinamiento del material radiactivo

Habiéndose mantenido siempre íntegras las barreras, y realizadas correctamente las funciones de seguridad.

Ello da fe de que, aún incluso en zonas altamente sísmicas como puede ser Chile, el diseño, la construcción y la operación segura de centrales nucleares es plenamente posible, teniendo en cuenta los criterios tecnológicos adecuados a este factor, como por ejemplo contar con la información de fallas sismológicas y estudios de mecánica de suelos en el emplazamiento, así como una selección adecuada del emplazamiento.

A este respecto, y teniendo en consideración lo expuesto en el apartado 8.2, será necesario para Chile decidir cuál será la metodología a seguir para poder definir los análisis de las vulnerabilidades sísmicas del emplazamiento dónde se ubique la central, así como los criterios de diseño de ésta frente a los sismos.

Atendiéndose a la recomendación de la guía de seguridad específica de la OIEA, SSG-9 (95), es conveniente realizar el análisis de vulnerabilidad frente a sismos, a través de un proyecto específico, para el cual se disponga de unos objetivos claros y detallados, y éste debe llevar asociado un plan

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

de trabajo. Este proyecto se debería llevar a cabo a través de un equipo multidisciplinar formado por expertos en varios campos, como la geología, la sismología, la geofísica, la ingeniería y posiblemente otras áreas (como la historia).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

9. PARAMETROS DE EVALUACIÓN DE TECNOLOGÍAS FRENTE A LA SEGURIDAD

Siguiendo la metodología descrita en el apartado 5.4, se introducen en los siguientes subapartados los parámetros de comparación y evaluación de distintas tecnologías nucleares.

9.1. Parámetros procedentes del OIEA NP-T-1.10 (12).

Emplazamiento

La interacción entre las características del emplazamiento y las características del diseño del reactor propuesto puede ser de especial importancia; por ejemplo, las características de diseño que se han incluido en la planta nuclear estándar para eventos externos.

En el caso particular de Chile, será de gran importancia aquí el factor sísmico, debiéndose considerar las aceleraciones experimentadas en el terreno, las condiciones del terreno sobre el cual se asentará la planta (terreno suave, medio, rocoso), el impacto de esas aceleraciones sobre las estructuras, o los requerimientos sísmicos sobre la isla de la turbina, por ejemplo.

Otros eventos externos que podrían afectar a la elección del emplazamiento, serían vientos fuertes, carga de nieve, condiciones ambientales (temperatura, humedad relativa, presión atmosférica, etc), temperaturas del agua de refrigeración (tanto para sistemas no relacionados con la seguridad como para sistemas relacionados con la seguridad o el UHS), etc.

Se trata de un parámetro definido en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

Este parámetro es de gran importancia, tal y cómo puede extraerse de las lecciones aprendidas del evento de Fukushima (ver apartado 7.2.5).

Interacción con la red eléctrica

Se deberá considerar la interfaz entre el diseño de la instalación y el sistema de red eléctrica en el cual va a funcionar, tanto para la operación normal, operación fuera de lo normal en la planta, condiciones no nominales de la red, y combinaciones de estas situaciones.

Algunos de los factores claves para analizar esta interacción podrían ser (12) la estabilidad de la red, tamaño, capacidad existente y futura, conectividad de la planta; la operación de la planta bajo condiciones de red normal, de condiciones no nominales de red, y de red aislada; la capacidad de la planta eléctrica de operar en isla, etc.

Seguridad nuclear de la planta

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Se define este parámetro como “alcanzar las condiciones de operación apropiadas, la prevención de accidentes o la mitigación de las consecuencias de los accidentes, lo que resulta en la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente”.

También se aborda aquí la caracterización del diseño con respecto a la respuesta de la instalación en caso de un accidente severo, con la fusión del núcleo. La intención es evaluar el espectro de accidentes que se han considerado en el diseño, y los planes técnicos y programáticos, así como las instalaciones, que han sido desarrollados como parte del diseño de la instalación.

- Los requisitos reglamentarios en el Estado miembro y las normas aplicadas por el titular del diseño, incluyendo:
 - Procesos de licencias, recientes o en curso, tanto en el país de origen como en otros países;
 - Idioma del material de licencia original.
- Regulaciones del Estado miembro sobre seguridad para el emplazamiento de centrales nucleares.
- Enfoque de seguridad (por ejemplo, seguridad básicamente activa, seguridad básicamente pasiva, o una combinación entre ambas).
- Planteamiento de la defensa en profundidad en el diseño y enfoque de barreras múltiples para transitorios operacionales y accidentes, tanto con daño al núcleo como sin daño al núcleo, incluyendo:
 - Garantía de que el titular de la tecnología cuenta con suficiente personal técnicamente cualificado, y todos los niveles;
 - Gestión adecuada de la calidad del proceso de diseño;
 - Principales características de seguridad para limitar los transitorios de la planta;
 - Características clave de seguridad para evitar daños en el núcleo;
 - Características clave de seguridad para contener el daño del núcleo;
 - Características clave de seguridad para reducir la liberación externa de radionúclidos.
- Grado de diversidad y redundancia para proporcionar las características clave de seguridad anteriores:
 - Trenes y componentes principales redundantes relacionados con la seguridad, segregados en diferentes salas con acceso controlado; e.g. sistemas de aporte

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

de agua, sistemas de refrigeración alternativos, sistemas eléctricos o sistemas de refrigeración alimentados con vapor.

- Principales Estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad diseñados contra daños causados por la acción humana, así como contra eventos externos naturales, incluyendo inundaciones internas y externas;
 - Instalaciones de gestión y control de emergencia separadas, con capacidad para controlar la parada segura en situaciones de emergencia;
 - Características como la separación de trenes redundantes y componentes principales, así como la compartimentación de sistemas relacionados con la seguridad y no relacionados con la seguridad;
 - Cargas y combinaciones de cargas, incluyendo misiles grandes e impactos de chorro.
- Seguridad de la piscina de combustible gastado:
 - Localización del edificio e integridad del mismo;
 - Medios alternativos para la refrigeración y el control de inventario
 - Características de diseño en cuanto a seguridad inherente:
 - Diseño de reactor inherentemente seguros (e.g. sin coeficientes positivos de temperatura del moderador).
 - Minimización de ciertos riesgos (e.g. inflamabilidad, criticidad, energía almacenada, reactividad), incorporando medidas de seguridad inherentes (e.g. sistemas pasivos).
 - Defensa contra eventos externos como, por ejemplo:
 - Impactos accidentales de aeronaves
 - Avalanchas
 - Eventos biológicos
 - Erosión costera
 - Fallos de presas
 - Sequías
 - Interferencias electromagnéticas
 - Fuegos externos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Inundaciones externas
- Misiles generados externamente
- Niebla
- Incendios forestales
- Escarcha
- Granizadas
- Alta contaminación del aire
- Temperaturas altas en verano
- Mareas altas
- Huracanes / tifones
- Impacto de hielo
- Accidente en una instalación industrial o militar
- Deslizamientos de tierra
- Rayos
- Bajo nivel en lagos o ríos
- Baja temperatura en invierno
- Meteoritos / satélites
- Acciones militares
- Accidente en tuberías
- Precipitación intensa
- Liberación de productos químicos almacenados in situ
- Desvíos del río
- Tormentas de arena
- Seiches
- Nieve
- Hundimiento/ alzamiento del terreno
- Tormentas solares
- Marejadas ciclónicas

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Gases tóxicos
- Accidentes de transporte
- Tsunamis
- Actividad volcánica
- Olas
- Terremotos

Para todos estos eventos externos, son necesarios:

- Márgenes en los cálculos de las bases de diseño;
- Márgenes afectados para cálculos *best- estimate*, e.g. eventos sísmicos;
- Determinación de las condiciones de fallo último.
- Liberaciones en accidentes severos y respuestas:
 - Programas, procedimientos de gestión de accidente severo;
 - Diseño de la contención (e.g., contención doble con revestimiento);
 - Diseño del punto de fallo por sobrepresión de contención y penetraciones;
 - Gestión después de daños al núcleo (e.g., retención en la vasija);
 - Gestión del hidrógeno (por ejemplo, recombinadores);
 - Venteo filtrado de la contención;
 - Centro de soporte técnico para emergencias:
 - Comunicaciones;
 - Habitabilidad;
 - Suministro eléctrico.
- Pruebas de equipos relacionados con la seguridad y requisitos de mantenimiento.
- Clasificación de los componentes y requisitos de calidad asociados.
- Dependencia de la energía fuera del emplazamiento.
- Alcance, madurez y resultados de la evaluación probabilística de la seguridad (*PSA*):
 - Comparaciones de sucesos iniciadores;
 - Eventos internos;
 - Evaluaciones de fuego;

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Análisis de eventos externos;
- Grado en que el riesgo está dominado por un único evento (e.g., pérdida de energía fuera del sitio).
- Márgenes de seguridad frente a requisitos deterministas, por ejemplo:
 - Márgenes del reactor, en cuanto a características neutrónicas, térmicas, mecánicas y termohidráulicas.
- Arquitectura de lógica de control y protección de planta.
- Disposiciones para garantizar un alto nivel de seguridad:
 - Interfaz hombre-máquina y diseño de instrumentación y control (I&C);
 - Vida de diseño de la planta y provisiones de sustitución de sistemas relacionados con la seguridad, así como componentes con vida útil prevista más corta;
 - Disposiciones en el diseño para la estabilidad y capacidad de mantenimiento de sistemas y componentes de seguridad, en particular durante la operación a potencia.
 - Requisitos de calificación de sistemas y componentes de seguridad.
- Debida consideración de la ingeniería de factores humanos (incluyendo la accesibilidad a los equipos después de un accidente).
- Suministro de combustible y agua para los generadores Diésel, al sistema de agua de alimentación de emergencia y al sistema de reposición al sistema primario.
- Integración de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento con el Estudio Final de Seguridad y los Análisis Probabilistas de la Seguridad (PSA).
- Exhaustividad e integración completa de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), el Estudio Final de Seguridad y los Análisis Probabilistas de la Seguridad (PSA).

Grado de madurez de la tecnología

Parámetro que representa el grado de madurez alcanzado por una determinada tecnología, en cuanto al nivel de experiencia alcanzado en la operación de los componentes y las plantas durante un cierto periodo de tiempo, que permite demostrar las capacidades de la tecnología en cuestión.

La verificación de una tecnología madura es importante para una operación a largo plazo segura, económica y fiable.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Algunos de los factores claves son:

- Experiencia en el funcionamiento del diseño de la planta y sus componentes;
- Características del diseño: probado, evolutivo o innovador;
- Compleción del diseño: porcentaje del diseño detallado completado;
- Compleción del proceso de especificación de adquisiciones;
- Estado de la concesión de licencias y / o certificación para el diseño, incluidas las cuestiones de licencias pasadas, actuales y previstas, así como sus resoluciones;
- Comparación con los requisitos de los servicios públicos;
- Cumplimiento con los requisitos reglamentarios;
- Estado de la aprobación reglamentaria en varios países;
- Cumplimiento con las normas locales, si éstas son diferentes.

Simplificación

Consiste en la minimización del número de tipos de sistemas y componentes, sin efectos adversos sobre la economía de las plantas, el rendimiento y la seguridad, mejorando al mismo tiempo la facilidad de operación y mantenimiento.

La simplificación es un aspecto muy importante, especialmente en las nuevas tecnologías y para reactores SMR, y se espera que sea un enfoque común para todos los fabricantes de las distintas tecnologías.

Podría tener un efecto significativo en la economía de la construcción, los costos de operación de las piezas de repuesto, y los requisitos de mano de obra para el apoyo de operación y mantenimiento. La simplificación debe tener un impacto positivo en la seguridad de la planta.

Algunos de los factores claves son:

- Simplificación comparativa en el diseño para sistemas de suministro de vapor nuclear (NSSS), los componentes, las operaciones y los sistemas de seguridad;
- Sistemas de interfaz hombre-máquina, para simplificar la operación de la planta y facilitar el mantenimiento;
- Simplificación constructiva de la planta, con un diseño para facilitar el mantenimiento en marcha;
- Diseño de los sistemas y componentes, así como un diseño de la sala de control, para minimizar los requerimientos sobre los operadores de planta, tanto en condiciones normales como de accidente o emergencia;

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Lógicas de control simplificadas;
- Uso de un número mínimo de sistemas y componentes (por ejemplo, bombas, válvulas, instrumentos o equipos eléctricos) para satisfacer los requisitos funcionales esenciales;
- Diseño que facilite la construcción de la planta
- Disposición de edificios, diseño y distribución de los equipos para simplificar y facilitar el mantenimiento;
- Redundancias de los sistemas, que permitan el mantenimiento en línea;
- Acciones del operador para transitorios / accidentes (tiempo de respuesta disponible / necesario).

Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad

Se podría definir cómo los métodos, las tecnologías y la experiencia necesarios para mantener la central nuclear en una operación segura y fiable.

Se trata de características importantes asociadas con consideraciones operacionales para las instalaciones nucleares. Todas estas áreas son una función tanto de las capacidades del operador, como de las características de diseño de la instalación.

Algunos de los factores claves son:

- Márgenes operacionales y de diseño en los modos de operación normales;
- Expectativas de mantenimiento en operación y en parada versus experiencia;
- Capacidad del sistema de transferencia de combustible y duración de la parada por recarga de combustible versus experiencia;
- Opciones de tecnología remota para inspección, monitoreo y mantenimiento;
- Respuesta ante disparos de planta (diseño versus experiencia), incluyendo disparos del reactor, de la turbina, del agua de alimentación y de las bombas de condensado;
- Redundancia de los sistemas y sistemas de conmutación lógica para evitar disparos;
- Tiempo medio entre fallos (MTBF) y tiempo medio entre mantenimiento (MTBM) para componentes clave;
- Márgenes de diseño (diseño, límites de las especificaciones técnicas y márgenes operativos), incluyendo la redundancia de equipos;
- Parada normal del reactor y descripciones del proceso de enfriamiento;
- Requisitos de parada de emergencia remota en comparación con las capacidades;

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Comparaciones de caminos críticos;
- Comparaciones del mantenimiento principal;
- Comparaciones en los reemplazos de componentes principales e internos del reactor;
- Capacidad para extraer y transportar los componentes principales (on-line / off-line);
- Reemplazabilidad / reparabilidad de los sistemas de instrumentación y control;
- Accesibilidad al edificio de contención durante la operación de la planta.

Evaluaciones de los sistemas y componentes principales

Consiste en la identificación de los principales sistemas y componentes que merecen especial atención y evaluación en comparación con las opciones de tecnología bajo consideración del titular.

Este tipo de evaluación examina el rendimiento, la fiabilidad, la constructibilidad, la seguridad nuclear, el mantenimiento y otras características.

Algunos de los factores claves son:

- NSSS;
- Isla convencional;
- BOP;
- Sistemas de instrumentación y control;
- Sistemas eléctricos;
- Estructuras de contención y disposición en planta de éstas;

Protección radiológica

Consiste en como una tecnología aborda la protección de las personas y el medio ambiente frente a los efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes. Algunos de los factores clave son:

- Separación de áreas limpias y sucias en la central;
- Como la tecnología aplica el concepto ALARA;
- Procedimientos y blindajes requeridos para reducir las dosis durante la operación a potencia, la parada por recarga y el mantenimiento de la planta;
- Diseño y utilización del mantenimiento remoto de equipos;

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Control de accesos y criterio de diseño de la distribución;
- Exposición en cuanto a dosis anuales del personal de operación;
- Estimaciones de la exposición del personal durante la operación, las paradas y el mantenimiento;
- Accesibilidad y blindaje de áreas vitales post-accidente

Impacto ambiental

Concepto que se define como los efectos de la operación de una planta nuclear en las inmediaciones del emplazamiento, a lo largo de la vida de servicio de la central. Desde el punto de vista radiológico, se deben contemplar:

- Emisiones radiológicas de la central hacia el medio ambiente (tanto en operación normal como en accidente); Definición de límites de emisiones fuera del emplazamiento en operación normal;

Transferencia tecnológica y soporte técnico

Se trata de la disponibilidad del soporte técnico de operadores de plantas similares, incluyendo grupos industriales que permitan la cooperación estandarizada de plantas, o compartir experiencias operativas y de apoyo.

Algunos de los factores claves son:

- Capacidad de soporte técnico proporcionada o transferida por parte del titular de la tecnología.
- Transferencia de las herramientas y la tecnología que desarrolla, comprende y da soporte a las bases de diseño.
- Programas de apoyo técnico u operacional disponibles a través de contactos del propietario o del operador, en especial aquellos que pueden ser proporcionados a través de otros propietarios / operadores.
- Programas de apoyo técnico u operacional disponibles a través de los contactos del titular de la tecnología:
 - o Instalaciones gestionadas por entidades públicas con experiencia o grupos de propietarios disponibles para el soporte técnico;
 - o Otros grupos de apoyo regulatorios, o con afinidad operativa;

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Programas de grupos de apoyo a la industria específicos al diseño - a través de WANO, INPO, EUR, EPRI.
- Instalaciones o activos que pueden ser utilizados por organizaciones de apoyo técnico.
- Facilidad para el soporte técnico, como el idioma local, la presencia regional y los recursos del programa.

9.2. Parámetros procedentes del análisis de eventos

En este apartado se indican los parámetros que proceden del análisis de las lecciones aprendidas de los distintos eventos. Únicamente se incluirán de manera explícita, los parámetros que no estén explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12), tal y cómo queda descrito en el apartado 5.4.2 del presente informe.

Evento de Chernobyl

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.1.1, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12):

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - Procedimientos para operación normal.
 - Procedimientos para operación en emergencia.
- Cultura de Seguridad
 - Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Greifswald

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.1.2, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12):

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.

- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Kozloduy

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.1.3, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12):

- Características de diseño de modificaciones de diseño
 - o Diseños adecuadamente verificados;
- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Leningrado

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.1.4, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Three Mile Island

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.2.1, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - o Procedimientos para operación normal.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Procedimientos para operación en emergencia.
- Cultura de Seguridad
 - Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Browns Ferry

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.2.2, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Fabricación y construcción
 - Importancia de la calidad en el proceso de fabricación y de construcción, así como la calidad de los materiales.
- Cultura de Seguridad
 - Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Davis Besse

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.2.3, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.
- Cultura de Seguridad
 - Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Le Blayais

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.2.4, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Vandellós II

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.2.5, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - o Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.
- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Ascó I

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.2.6, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - o Procedimientos para operación normal.
 - o Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.
- Cultura de Seguridad

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Saint Laurent des Eaux

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.3.1, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - Procedimientos para operación en emergencia.

Evento de Vandellós I

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.3.2, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3.

Para este evento, todos los parámetros han sido considerados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

Evento de Pickering A

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.4.1, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Características de diseño de modificaciones de diseño
 - Diseños adecuadamente verificados;
- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.
- Cultura de Seguridad
 - Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Evento de Fukushima

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.5.1, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - o Procedimientos para operación en emergencia.
- Seguridad de la piscina de combustible gastado:
 - o Almacenamiento en seco del combustible
- Liberaciones en accidentes severos y respuestas:
 - o Grado de implantación de las DEC y BDBA en el diseño inicial
- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Evento de Mihama

De las lecciones aprendidas indicadas en el apartado 7.2.5.2, se extraen los parámetros que se reflejan en la matriz del Anexo 3, así como los siguientes parámetros no explícitamente mencionados en el documento de la OIEA NP-T-1.10 (12).

- Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad:
 - o Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.
- Cultura de Seguridad
 - o Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

9.3. Parámetros procedentes de reactores avanzados

En este apartado, se pretende hacer un resumen de las principales tecnologías de nuevos reactores, resaltando aquellos puntos de cada una de las tecnologías que destacan respecto los parámetros de evaluación vistos en los apartados previos (apartados 9.1 y 9.2).

Los parámetros que se reflejan en este apartado, lo hacen siguiendo la metodología descrita en el apartado 5.4.3. En el citado apartado puede encontrarse la información relativa a esta metodología.

9.3.1. EPR (Areva)

Los reactores de Generación III+ de Areva, EPR (*European Pressurized Reactor* ó *Evolutionary Pressurized Reactor*), son uno de los reactores más potentes disponibles, con una potencia eléctrica neta de 1600 MWe.

1. Aplicación de los conceptos de redundancia y separación física:

El EPR cuenta con cuatro sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo independientes.

Cada uno de estos 4 trenes es capaz de proporcionar el 100% de la función de seguridad requerida para llevar la planta a parada segura, así como el posterior enfriamiento del núcleo.

La protección adicional proviene de la separación física de cada uno de los trenes, situados en edificios independientes (113).

2. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos), exvessel

2.1. Sistema de captura del núcleo

El concepto básico del EPR para la estabilización del corium (núcleo fundido) es su “derrame” en un gran compartimento lateral, a lo cual le seguirían los procesos de inundación y enfriamiento con agua, la cual sería drenada de forma pasiva por gravedad de un depósito interno, el tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de contención (*In-containment Refueling Water Storage Tank*, IRWST).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

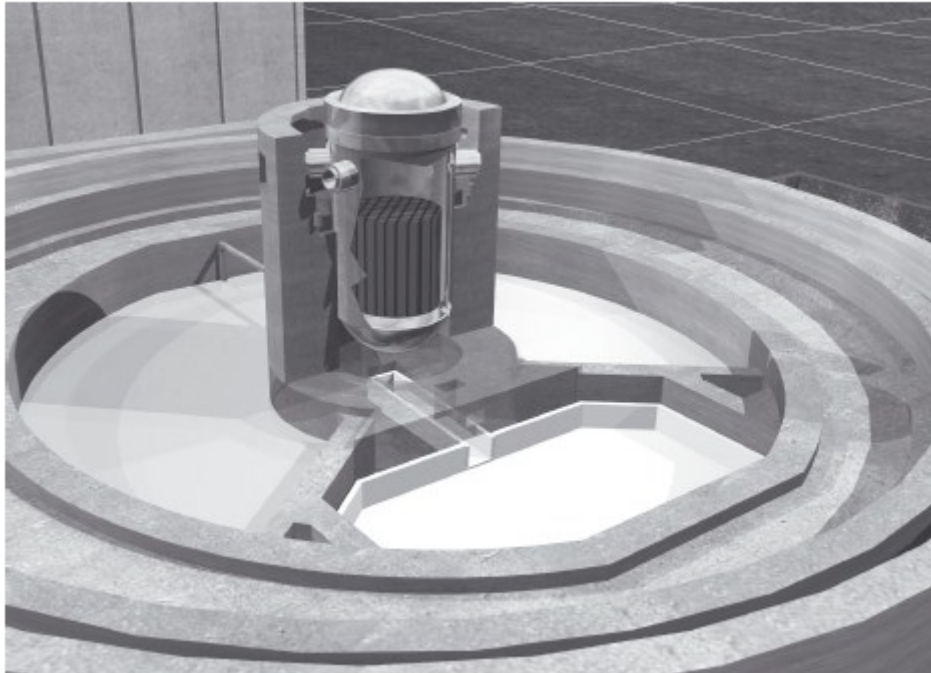


Ilustración 21: Localización de la zona de derrame del núcleo fundido (área rectangular). Fuente: (113)

Este sistema de retención del núcleo fundido “exvessel”, i.e. fuera de la propia vasija, supondría una barrea física adicional para impedir la liberación de radionúclidos al medio ambiente (113).

2.2. Sistema de recombinadores de hidrógeno

Para impedir que el hidrógeno liberado fuera de la vasija en caso de accidente severo con fusión del núcleo, provocara explosiones dentro del edificio de contención, existen una serie de recombinadores de hidrógeno.

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $6,1 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) (113), frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II (114).

9.3.2. AP1000 (Westinghouse)

Los reactores de Generación III+ de Westinghouse, AP1000, son los nuevos reactores de este fabricante. Tiene una potencia eléctrica de 1117 MWe. La vasija del reactor es la misma que las de las plantas estándar de 3 lazos de Westinghouse, pero disponen de una serie de características innovadoras en cuanto a la seguridad se refiere.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

1. Introducción de sistemas de seguridad pasivos de actuación automática. Reducción del factor humano.

Estos reactores disponen de (113):

- Sistema de inyección de seguridad pasivo, mediante:
 - o Tanques de reposición al núcleo. Sustituyen a las actuales bombas de inyección de alta presión.
 - o Acumuladores. Similares a las plantas actuales.
 - o Tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de contención (*In-containment Refueling Water Storage Tank, IRWST*). Sustituyen a las actuales bombas de inyección de baja presión.
- Sistema de extracción de calor residual pasivo (no son necesarias las bombas actualmente presentes en el *RHR*).
- Sistema de refrigeración de la contención pasivo (*Passive Containment Cooling System (PCCS)*). Reemplaza a las actuales bombas del sistema de refrigeración de la contención.

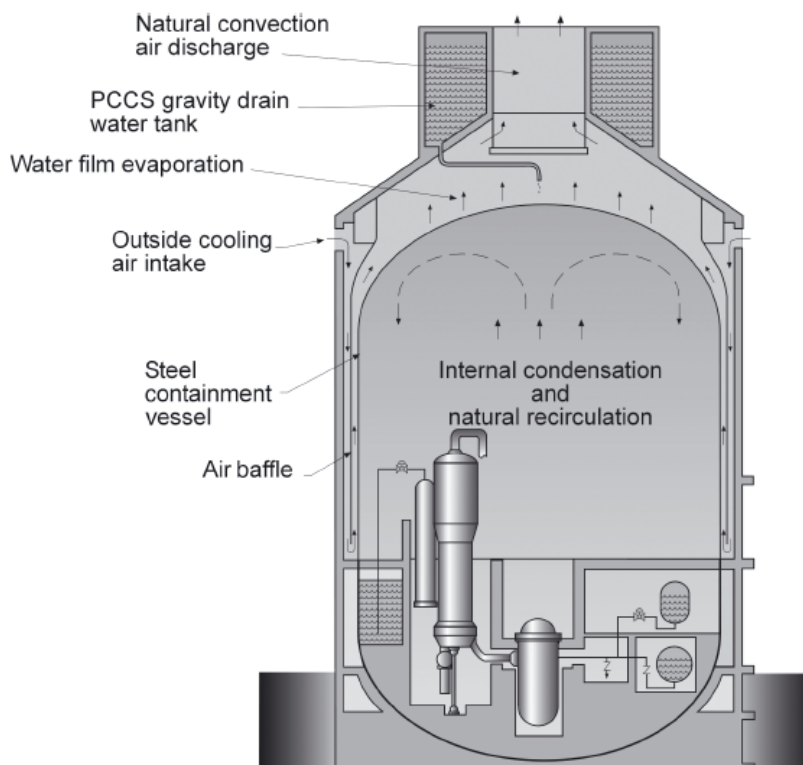


Ilustración 22: Sistema de refrigeración de la contención pasivo del AP1000. Fuente: (113)

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En el caso de entrar en SBO, estos sistemas son capaces de actuar sin la intervención de ningún operador durante un periodo de 72 horas (115).

2. Simplificación

Reducción de la complejidad de los sistemas. En el caso del AP1000, se han reducido los metros de tubería del sistema de refrigeración del reactor conectando las bombas del sistema directamente a los generadores de vapor.

Además, los sistemas pasivos anteriormente mencionados son significativamente más simples que los sistemas de seguridad convencionales de centrales PWR. Tienen un número de válvulas remotas, 3 veces menor que en los sistemas activos, y no disponen de ninguna bomba (113).

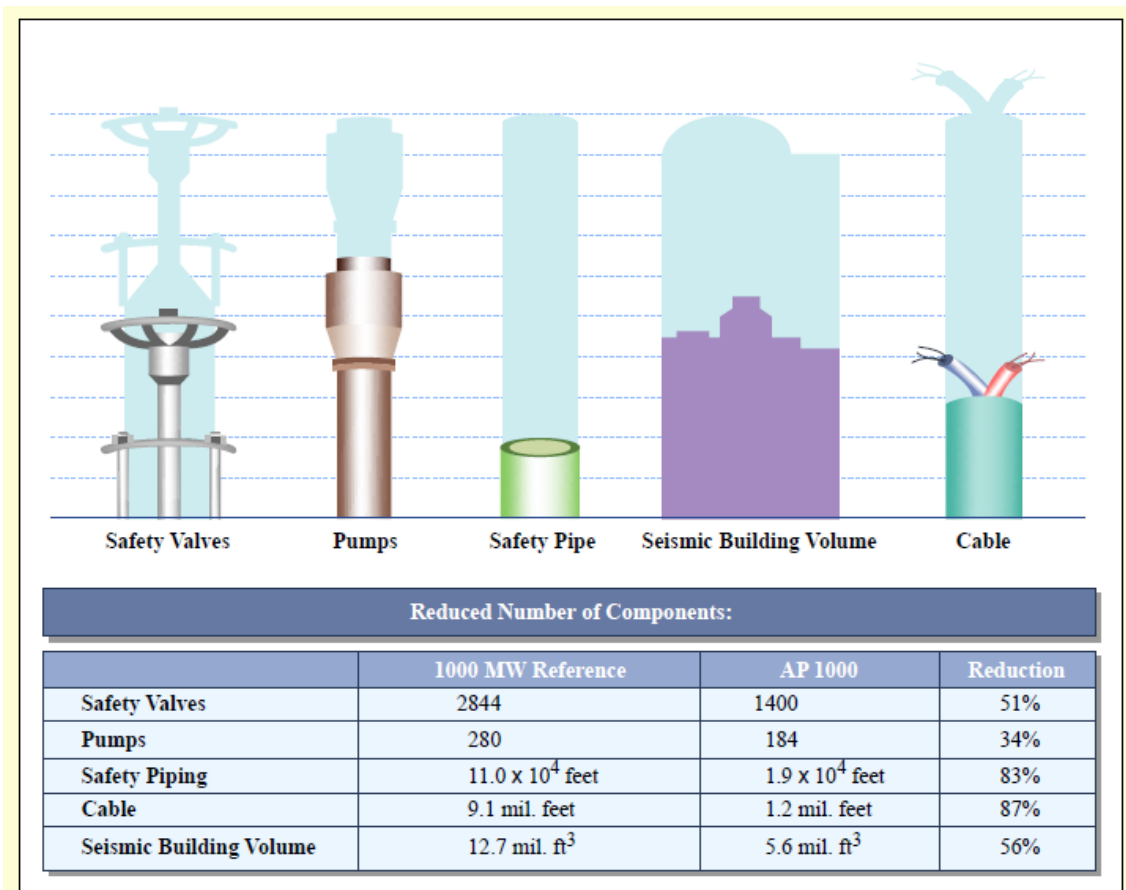


Ilustración 23: Simplificación de los componentes principales en el reactor AP1000. Fuente: (116)

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $5,1 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) (113), frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II (114).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

4. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos) in-vessel

Los reactores AP1000 disponen de un sistema de retención del núcleo fundido, en caso de accidente severo, dentro de la propia vasija del reactor, asegurando de esta manera la integridad de esta barrera para impedir la liberación de productos de fisión al exterior. Ello se consigue refrigerando externamente la vasija del reactor mediante un sistema específicamente diseñado para ello.

9.3.3. APR1400 (KEPCO)

Se trata de un reactor de agua a presión diseñado por *Korea Electric Power Corporation* (KEPCO). Tiene una potencia eléctrica de 1400 MWe.

1. Introducción de sistemas de seguridad pasivos.

Los reactores APR1400 disponen de una combinación de sistemas activos y sistemas pasivos, según (117):

Como sistemas pasivos, estos reactores incorporan:

- Sistema de inundación de la cavidad del reactor

En caso de accidente severo, con fusión del núcleo del reactor, el sistema permite inundar la cavidad del reactor mediante el agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de contención (*In-containment Refueling Water Storage Tank*, IRWST). La función del sistema es enfriar el núcleo fundido, en caso de que el sistema de captura del núcleo no hubiera podido retener el corium dentro de la vasija del reactor.

Como sistemas activos, el APR1400 dispone de:

- Sistema de inyección de seguridad
- 2. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos) in-vessel

2.1. Sistema de captura del núcleo

Los reactores APR1400 disponen de un sistema de retención del núcleo fundido, en caso de accidente severo, dentro de la propia vasija del reactor, asegurando de esta manera la integridad de esta barrera para impedir la liberación de productos de fisión al exterior. Ello se consigue refrigerando externamente la vasija del reactor mediante un sistema específicamente diseñado para ello. Es un sistema activo.

2.2. Sistema de recombinadores de hidrógeno

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Para impedir que el hidrógeno liberado fuera de la vasija en caso de accidente severo con fusión del núcleo, provocara explosiones dentro del edificio de contención, existen una serie de recombinadores de hidrógeno.

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $2,7 \times 10^{-6}$ (eventos por reactor-año) (113), frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II (114).

9.3.4. VVER-1200 (AES2006) (Gidopress)

Los reactores de Generación III+ de Gidopress (Rusia), VVER1200, son los nuevos reactores de este fabricante. Tiene una potencia eléctrica de 1170 MWe.

1. Introducción de sistemas de seguridad pasivos.

Los reactores VVER1200 disponen de una combinación de sistemas activos y sistemas pasivos, según (118) y (119):

- Sistemas de seguridad para hacer frente a accidentes dentro de las bases de diseño:
 - o Inyección de seguridad: activa
 - o Refrigeración de emergencia del núcleo: activa
 - o Refrigeración de la contención: Activa
- Sistemas de seguridad para hacer frente a accidentes dentro y más allá de las bases de diseño:
 - o Dentro de las bases de diseño:
 - Refrigeración de emergencia del núcleo mediante acumuladores: pasivo.
 - Sistema de extracción de hidrógeno: pasivo.
 - Doble contención: pasivo
 - o Más allá de las bases de diseño:
 - Sistema de “captación” del núcleo: pasivo
 - Extracción de calor a través de los generadores de vapor: Pasivo

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- Extracción de calor a través de la contención: Pasiva.
- Sistema de recombinadores de hidrógeno: pasivo

2. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $4,2 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) (119), frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II (114).

9.3.5. ABWR (GE, Hitachi, Toshiba)

Los reactores de Generación III de General Electric, Toshiba y Hitachi llamados ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*), fueron los primeros reactores de Generación III en entrar en funcionamiento, el año 1996.

El ABWR tiene 10 bombas de recirculación internas dentro de la vasija del reactor, reemplazando las bombas externas existentes en diseños BWR más antiguos, junto con todas sus tuberías, válvulas y amortiguadores. Esta configuración de la vasija impide cualquier rotura de tubería grande al nivel del núcleo o por debajo de éste, y es un factor clave en la capacidad de los sistemas de seguridad para mantener completa y continuamente inundado el núcleo para todo el espectro de accidentes base de diseño (LOCA).

1. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos) ex-vessel

El reactor ABWR presenta un suelo basáltico con características de enfriamiento pasivo, diseñado para detener el flujo de *corium* en el caso de una fusión del núcleo.

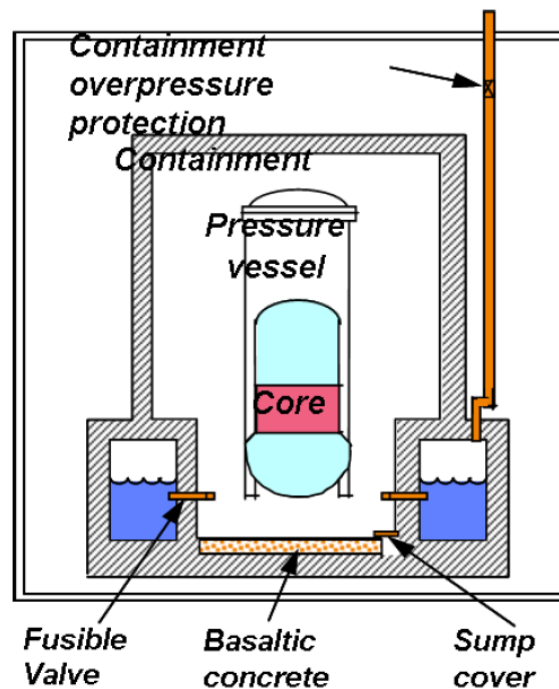


Ilustración 24: Suelo basáltico para detener el corium en caso de accidente severo. Fuente: (120)

2. Grado de madurez de la tecnología

La tecnología de los reactores ABWR está probada y cuenta con varios años de experiencia operativa. El primer reactor ABWR empezó a funcionar en el año 1996.

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $1,6 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) (113), frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II (114).

9.4. Conclusiones sobre la evaluación de los parámetros

A tenor de los resultados obtenidos de considerar los parámetros extraídos de las tres fuentes citadas, a saber:

- Parámetros procedentes del documento OIEA NP-T-1.10 (12).
- Parámetros procedentes del análisis de los eventos (apartado 9.2 del presente informe).
- Parámetros procedentes de las tecnologías de nuevos reactores (apartado 9.3 del presente informe).

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Se pueden obtener un conjunto suficientemente representativo de parámetros necesarios para realizar una evaluación y comparación de las distintas tecnologías de reactores, en cuanto a la seguridad nuclear.

Adicionalmente a parámetros puramente tecnológicos, atribuibles a los propios fabricantes de tecnologías, se han incluido también parámetros más bien atribuibles a las organizaciones operadoras, e incluso a la propia penetración del concepto de cultura de seguridad de estas organizaciones y de las personas que las integran, a tenor de las lecciones aprendidas del análisis de eventos.

Estos parámetros se presentan a continuación en forma de listado, y en el Anexo 3 se adjunta una matriz, en la cual se presenta una relación del listado de parámetros que aparece en este apartado, relacionándolos cada uno de ellos con cada una de las 3 fuentes de las cuales se han extraído.

Con esta matriz, se pretende obtener de una manera visual y global la relación existente entre las lecciones aprendidas de los distintos eventos acaecidos en la historia de la industria nuclear civil y analizadas en el presente informe, con las medidas que se han incorporado en los reactores existentes y aquellas medidas que se han incorporado en las nuevas tecnologías de reactores (ver apartados 5.4.3 y 5.5.3 para una correcta interpretación de la matriz del Anexo 3).

9.4.1. Listado de parámetros específicos para Chile

1. Emplazamiento

La interacción entre las características del emplazamiento y las características del diseño del reactor propuesto puede ser de especial importancia; por ejemplo, las características de diseño que se han incluido en la planta nuclear estándar para eventos externos.

En el caso particular de Chile, será de gran importancia aquí el factor sísmico, debiéndose considerar las aceleraciones experimentadas en el terreno, las condiciones del terreno sobre el cual se asentará la planta (terreno suave, medio, rocoso), el impacto de esas aceleraciones sobre las estructuras, o los requerimientos sísmicos sobre la isla de la turbina, por ejemplo.

El factor volcánico y el factor de potenciales inundaciones en el emplazamiento son otros 2 factores muy importantes a tener en cuenta.

Otros eventos externos que podrían afectar a la elección del emplazamiento, serían vientos fuertes, carga de nieve, condiciones ambientales (temperatura, humedad relativa, presión atmosférica, etc), temperaturas del agua de refrigeración (tanto para sistemas no relacionados con la seguridad como para sistemas relacionados con la seguridad o el UHS), etc.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

También el número de reactores a construir en un determinado emplazamiento será de gran importancia.

El parámetro de emplazamiento, es de gran importancia, tal y cómo puede extraerse de las lecciones aprendidas del evento de Fukushima (ver apartado 7.2.5.1).

2. Interacción con la red eléctrica

En Chile existen cuatro sistemas eléctricos. El Sistema Interconectado del Norte Grande (SING), que cubre el territorio comprendido entre las ciudades de Arica y Antofagasta con un 29,12% de la capacidad instalada nacional; el Sistema Interconectado Central (SIC), que se extiende entre Taltal y Chiloé con un 70,09% de la capacidad instalada; el Sistema de Aysén que atiende el consumo de la Región XI con un 0,27% de la capacidad; y el Sistema de Magallanes, que abastece la Región XII con un 0,52% de la capacidad instalada en el país (1).

Una característica específica de la energía nuclear es que, según recomendación de la OIEA, cada reactor no puede tener una potencia superior al 10% de la red a la que está conectado. Esto se debe a la necesidad de garantizar la estabilidad en la calidad de la electricidad suministrada por la red frente a una desconexión abrupta de un reactor nuclear en la red.

Esto constituye un factor a tener en consideración a la hora de decidir qué tecnología instalar al país, considerando que la energía nuclear suele operar en régimen de base y que la capacidad de potencia eléctrica total que tendría un determinado reactor nuclear debería poder integrarse, siguiendo las recomendaciones internacionales, en la red eléctrica de Chile.

3. Seguridad nuclear de la planta:

3.1. Seguridad básicamente activa, seguridad básicamente pasiva, o una combinación entre ambas.

A raíz del evento de Fukushima, en el que un único evento (causa común), dejó a la central en una situación de SBO prolongado, se ha hecho evidente la necesidad de tener en consideración sistemas de seguridad que no dependan de la energía eléctrica (sistemas pasivos).

Por lo tanto, un parámetro importante a tener en consideración será el tipo de seguridad mediante la cual se hará frente a los desafíos a los que deberá hacer frente la tecnología a escoger, a saber:

- 3.1.1. Seguridad de los sistemas básicamente activa.
- 3.1.2. Seguridad de los sistemas básicamente pasiva.
- 3.1.3. Seguridad combinando sistemas activos y sistemas pasivos.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

3.2. Defensa en profundidad en el diseño. Barreras múltiples para transitorios, incluyendo:

A tenor de las lecciones aprendidas en los eventos analizados en el presente informe, y de las medidas implantadas por la industria para incorporar estas lecciones aprendidas, resulta evidente que uno de los parámetros más importantes será el nivel de la defensa en profundidad que la tecnología de reactor tiene establecida en su diseño, en lo que respecta a:

- 3.2.1. Principales características de seguridad para limitar los transitorios de la planta;
- 3.2.2. Características clave de seguridad para evitar daños en el núcleo;
- 3.2.3. Características clave de seguridad para contener el daño del núcleo;
- 3.2.4. Características clave de seguridad para reducir la liberación externa de radionúclidos.

Es decir, en los medios físicos, tecnológicos, humanos, procedimentales, etc. Que la tecnología tiene para establecer los 5 niveles de la defensa en profundidad de la seguridad nuclear, en los aspectos que concierne tanto a la prevención de transitorios que puedan conducir a un accidente, como a la mitigación en caso de haber ocurrido un accidente.

3.3. Diversidad, redundancia y separación física:

Otro de los parámetros claves que deberá ser tenido en consideración, una vez analizadas las causas que llevaron a la gran mayoría de eventos analizados en el presente informe y las medidas implantadas como consecuencia de estos eventos, será el grado de redundancia, diversidad y separación física de los sistemas y componentes importantes para la seguridad de la planta. Algunos puntos específicos a analizar dentro de este parámetro, serán:

- 3.3.1. Trenes redundantes relacionados con la seguridad, segregados en diferentes salas; e.g. sistemas de aporte de agua, sistemas de refrigeración alternativos, sistemas eléctricos o sistemas de refrigeración alimentados con vapor;
- 3.3.2. Principales Estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad diseñados contra daños causados por la acción humana, así como contra eventos externos naturales, incluyendo inundaciones internas y externas;
- 3.3.3. Instalaciones de gestión y control de emergencia separadas, con capacidad para controlar la parada segura en situaciones de emergencia;
- 3.3.4. Separación de trenes redundantes y componentes principales, así como la compartimentación de sistemas relacionados con la seguridad y no relacionados con la seguridad;

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- 3.3.5. Cargas y combinaciones de cargas, incluyendo misiles grandes e impactos de chorro.

3.4. Seguridad de la piscina de combustible gastado:

A raíz de una de las lecciones aprendidas del evento de Fukushima, se vio que las piscinas en las que se almacena el combustible gastado eran uno de los puntos más vulnerables ante un posible accidente. Es por este motivo, que se hace necesario tener en consideración:

- 3.4.1. Localización del edificio e integridad del mismo;
- 3.4.2. Medios alternativos para la refrigeración y el control de inventario;
- 3.4.3. Posible almacenamiento en seco del combustible gastado;

A la hora de analizar los distintos tipos de tecnología de reactor disponibles.

3.5. Características de diseño en cuanto a seguridad inherente:

A raíz de las lecciones aprendidas de los eventos acontecidos a lo largo de la historia en los reactores de tecnología RBMK, es necesario tener en consideración lo siguiente:

- Diseño de reactor inherentemente seguros (e.g. sin coeficientes positivos de temperatura del moderador).

A la hora de analizar los distintos tipos de tecnología de reactor disponibles. Hay que vigilar también que no exista algún modo de operación, en el cual el reactor se vuelva intrínsecamente inseguro (a pesar de que en la operación normal, sí sea intrínsecamente seguro). También otros rasgos de seguridad inherente son importantes en el diseño de los reactores:

- Minimización de ciertos riesgos (e.g. inflamabilidad, criticidad, energía almacenada, reactividad), incorporando medidas de seguridad inherentes (e.g. sistemas pasivos).

3.6. Características de diseño de modificaciones de diseño

A raíz de algunos de los eventos analizados (en particular, Kozloduy y Pickering A), se constata que debe existir un proceso de revisión y verificación de las modificaciones de diseño para asegurar que éstas serán capaces de cumplir con la función para la que han sido implantadas, de manera correcta y sin errores.

3.7. Defensa contra eventos externos.

Como consecuencia de los eventos de Le Blayais y Fukushima, y a tenor de las consecuencias que tuvo este último, se hace de vital importancia analizar, a la hora de escoger entre distintos tipos de tecnología, el grado de defensa que éstas presentan frente a los posibles sucesos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

externos, ya que, aunque la ocurrencia de estos sucesos pueda ser muy baja, las posibles consecuencias de los mismos pueden ser muy importantes.

Algunos de los eventos externos más relevantes para tener en consideración para Chile, serían (teniendo en consideración la información recogida en el informe (121)):

- Inundaciones externas
- Deslizamientos de tierra
- Hundimiento/ alzamiento del terreno
- Tsunamis
- Actividad volcánica
- Terremotos

Para todos estos eventos externos, son necesarios:

- Márgenes en los cálculos de las bases de diseño;
- Márgenes afectados para cálculos *best- estimate*, e.g. eventos sísmicos;

Una de las causas principales de los acontecimientos en Fukushima y Le Blayais, fue la falta de margen existente en las bases de diseño para hacer frente a determinados eventos externos (i.e. tsunami en Fukushima, y la marejada ciclónica en Le Blayais).

3.8. Liberaciones en accidentes severos y respuestas ante estos accidentes:

Como consecuencia del análisis de los eventos acontecidos en la historia de la industria nuclear, y en particular como lección aprendida de los 3 eventos que tuvieron más repercusión en cuanto a las medidas que se implantaron en la industria (i.e. TMI-2, Chernobyl y Fukushima), se desprende (sobre todo a raíz del evento de Fukushima) la necesidad de conocer los medios mediante los cuales una determinada tecnología hace frente a un accidente severo (i.e. con daño al núcleo).

Para ello, se indican a continuación algunos de los factores clave para conocer estos medios para hacer frente a un accidente severo:

- 3.8.1. Programas, procedimientos de gestión de accidente severo;
- 3.8.2. Diseño de la contención (e.g. contención doble con revestimiento);
- 3.8.3. Diseño del punto de fallo por sobrepresión de contención y penetraciones;
- 3.8.4. Gestión después de daño al núcleo (e.g. retención en la vasija);
- 3.8.5. Gestión del hidrógeno (e.g. recombinadores);

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- 3.8.6. Venteo filtrado de la contención;
- 3.8.7. Centro de soporte técnico para emergencias:
 - 3.8.7.1. Comunicaciones;
 - 3.8.7.2. Habitabilidad;
 - 3.8.7.3. Suministro eléctrico;
- 3.8.8. Grado de implantación de las *DEC* en el diseño inicial y análisis de BDBA. Las *DEC* o “condiciones de extensión de diseño” reflejan aquellas situaciones de accidentes más allá de las bases de diseño (incluso accidentes severos) que han sido tenidas en cuenta en el diseño inicial de la planta, de manera que se mantengan las liberaciones radiológicas dentro de unos límites admisibles. Los accidentes más allá de las bases de diseño o BDBA, reflejan aquellos accidentes que no han sido tenidos en consideración en el diseño de la planta, y que llevan asociados normalmente daño al núcleo del reactor. Estos han surgido con fuerza sobre todo a raíz del accidente de Fukushima.

3.9. Alcance, madurez y resultados de la evaluación probabilística de la seguridad (PSA):

Una de las principales lecciones y medidas que se implantaron a raíz del evento de TMI-2, fue la necesidad de disponer de análisis probabilistas de la seguridad. Es por ello que se considera éste, un parámetro importante a la hora de analizar las distintas tecnologías de reactores. En particular, los siguientes factores serán de especial relevancia:

- 3.9.1. Comparaciones de sucesos iniciadores;
- 3.9.2. Eventos internos;
- 3.9.3. Evaluaciones de fuego;
- 3.9.4. Análisis de eventos externos;
- 3.9.5. Grado en que el riesgo está dominado por un único evento (e.g. pérdida de energía fuera del sitio);

3.10. Disposiciones para garantizar un alto nivel de seguridad:

También como consecuencia de varios de los eventos analizados, se hace preciso conocer el grado de desarrollo tecnológico de las tecnologías nucleares, respecto a determinados factores que se ha visto son necesarios para satisfacer correctamente las funciones de seguridad y mantener los niveles de defensa en profundidad intactos, como por ejemplo:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- 3.10.1. Interfaz hombre-máquina y diseño de instrumentación y control (I&C); (ver evento de TMI-2, y como un diseño deficiente de sala de control influyó en el evento);
 - 3.10.2. Vida de diseño de la planta y provisiones de sustitución de sistemas relacionados con la seguridad, así como componentes con vida útil prevista más corta; (Ver evento de Pickering-A).
 - 3.10.3. Disposiciones en el diseño para la estabilidad y capacidad de mantenimiento de sistemas y componentes de seguridad, en particular durante la operación a potencia;
 - 3.10.4. Requisitos de calificación de sistemas y componentes de seguridad; (ver Le Blayais o Vandellós II);
- 3.11. Debida consideración de la ingeniería de factores humanos (incluyendo la accesibilidad a los equipos después de un accidente).**

Parámetro importante a tenor de las lecciones aprendidas de TMI-2 o Fukushima. En TMI-2, el diseño de sala de control y los procedimientos de operación no habían tenido en cuenta la integración del factor humano, y en el caso de Fukushima, las guías y procedimientos de gestión de accidente severo no tenían tampoco en consideración los factores humanos, como la accesibilidad a los medios para hacer frente al accidente.

- 3.12. Suministro adicional de combustible y agua para los generadores Diésel, al sistema de agua de alimentación de emergencia y al sistema de reposición al sistema primario.**

Parámetro derivado de las lecciones aprendidas de Fukushima, mediante el cual se debe analizar la capacidad de la tecnología de hacer frente a un accidente severo con pérdida de los principales sistemas de seguridad, mediante sistemas alternativos de inyección de agua, tanto al sistema primario, como al secundario, como a la piscina de combustible gastado. Se trataría de inyecciones mediante equipos portátiles o móviles, desde fuentes disponibles de agua o combustible.

- **Integración de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento con el Estudio Final de Seguridad y los Análisis Probabilistas de la Seguridad (PSA).**

Como lección aprendida de eventos como TMI-2 (importancia de los análisis probabilistas de la seguridad, así como de las especificaciones y procedimientos de funcionamiento), o Chernobyl (importancia de análisis de seguridad exhaustivos y minuciosos, y de las especificaciones y procedimientos de funcionamiento), la importancia de este parámetro se pone de manifiesto.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

4. Grado de madurez de la tecnología

5. Simplificación

Al haber menos componentes, hay menos probabilidades de que falle alguno de estos componentes. Las probabilidades de errores durante la operación y el mantenimiento también se reducen. La tecnología del AP1000 de Westinghouse incorpora un importante grado de simplificación, por ejemplo.

6. Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad

En una gran parte de los eventos analizados en el presente informe, se identifican como causas de estos eventos, fallos o deficiencias en los siguientes factores:

6.1. Procedimientos para operación normal;

6.2. Procedimientos para operación en emergencia;

6.3. Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.

Debe tenerse en consideración que las centrales que se construyan, pueden tener vidas de diseño de 60-80 años. Es por este motivo muy importante que se disponga de las garantías adecuadas por parte del tecnólogo, de que se ha tenido en consideración que los sistemas de seguridad han sido previstos para ese periodo de tiempo, tanto mediante el diseño como mediante un plan de mantenimiento y un plan de gestión de vida adecuados.

Es por este motivo que se considera como un parámetro importante a evaluar a la hora de comparar distintas tecnologías de reactores.

7. Protección radiológica

Parámetro que permite dilucidar de qué manera aborda cada una de las tecnologías, la protección de las personas y el medio ambiente frente los efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes.

8. Impacto ambiental

Parámetro que permite dilucidar de qué manera aborda cada una de las tecnologías, el impacto sobre las personas y el medio ambiente derivado de los efectos de la actividad de la central nuclear. En particular, de los efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes.

9. Evaluaciones de los sistemas y componentes principales

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Parámetro que permitirá demostrar la experiencia operativa de los principales sistemas y componentes para cada una de las tecnologías, y para los sistemas y componentes que sean de nuevo diseño, permitirá conocer los argumentos y análisis que soportan y sustentan su utilización.

Para los sistemas de I&C (Instrumentación y Control), será importante conocer su arquitectura y sus bases de licencia nucleares.

10. Transferencia tecnológica y soporte técnico

A raíz del estudio de los eventos realizado en el presente informe, se llega a la conclusión de que una de las causas más recurrentes, debida a la cual no se previnieron muchos de los incidentes e accidentes acaecidos, fue la falta de transmisión y transferencia de la experiencia operativa de otras centrales que habían tenido sucesos iniciadores muy parecidos, que afortunadamente no progresaron hacia ningún evento destacable.

Ya sea por un régimen legislativo y regulatorio poco transparente y eficaz, que tenía como objetivo la producción antes que la seguridad (i.e. Chernobyl, Leningrado, Greifswald, reactores operados bajo la antigua Unión Soviética), o bien por una falta de cultura de seguridad por parte del operador (i.e. TMI, Davis Besse, Pickering-A o Fukushima), las lecciones derivadas de eventos en otras centrales de tecnología similar no fueron asimiladas, ni tenidas en suficiente consideración.

11. Cultura de seguridad

Por último, aunque no por ello menos importante, se introduce como parámetro el concepto de cultura de seguridad.

Aunque no sea un parámetro estrictamente tecnológico, o inherente a una determinada tecnología, se trata de un concepto el cual, cuando no ha estado presente en uno o varios ámbitos de la gestión nuclear (ya sea a nivel legislativo, a nivel regulatorio, o a nivel del titular de la instalación), ha sido uno de los motivos principales por los cuales han sucedido muchos de los eventos analizados en el presente informe.

Es por ello que, sea cuál sea la tecnología que se decida implantar en el PNP de Chile, la cultura de seguridad ha de estar firmemente instaurada y arraigada en todos los niveles, tanto a nivel legislativo, a nivel regulador, como a nivel del operador, de acuerdo a lo dilucidado por la OIEA.

9.4.2. Clasificación de los parámetros específicos para Chile

En este apartado, se pretende realizar una clasificación de los parámetros escogido para Chile, y recogidos en el apartado 9.4.1. Para realizar la clasificación, se tendrán en cuenta los siguientes atributos, para cada uno de los parámetros:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

1. Grado con el que el parámetro está relacionado con las lecciones aprendidas de los eventos de la industria más importantes de los analizados en el apartado 7.2. e.g. la defensa contra inundaciones externas en el emplazamiento es uno de los parámetros de mayor relevancia en cuanto a la seguridad nuclear se refiere, a raíz de las lecciones aprendidas del evento de Fukushima, por lo que un parámetro así tendría un peso específico elevado.

Una de las bases que da soporte a la elección de estos atributos para asignar pesos específicos a cada uno de los parámetros, es el propio documento de la OIEA NP-T-1.10 (12), el cual indica que tanto el Estado, como la organización encargada de implantar el programa nuclear de potencia en el país, como el titular o el operador de la central, deben tener muy en consideración las respuestas de los fabricantes, o a los que poseen una determinada tecnología, a las lecciones aprendidas de la experiencia de la industria.

2. Recurrencia en la aparición del parámetro en el análisis de los eventos.
3. Si el parámetro en cuestión, es tratado en el documento de la OIEA TECDOC-1575 (9), el cual proporciona una guía para la aplicación de una metodología de asesoramiento para tecnologías nucleares innovadoras, en cuanto a la seguridad nuclear se refiere, y está pensado para países que estén contemplando la posibilidad de incorporar la energía nuclear en su matriz energética.
4. Características específicas de Chile, en cuanto a fenómenos externos se refiere, que puedan impactar significativamente a la seguridad de la planta.

En base a estos atributos, se clasifican los parámetros en 3 niveles.

En el primer nivel, se encuentran los parámetros que se ha considerado son de mayor relevancia en cuanto su afectación a la seguridad nuclear, por ejemplo, porque aparecen constantemente en los análisis de los eventos, porque se trata de lecciones aprendidas de eventos como Fukushima, o porque las características de Chile los hacen especialmente relevantes.

En el segundo nivel, hay los parámetros que, aun siendo de importancia para la seguridad nuclear, se ha considerado que están un peldaño por debajo de los del primer nivel.

En el tercer nivel hay los parámetros que, aunque deben seguir siendo tenidos en cuenta, se ha considerado que tienen afectaciones en cuanto a la seguridad nuclear menores que los dos anteriores niveles.

Parámetros de primer nivel

- 1. Emplazamiento**
- 2. Seguridad nuclear de la planta:**

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

2.1. Seguridad básicamente activa, seguridad básicamente pasiva, o una combinación entre ambas.

2.1.1. Seguridad básicamente activa

2.1.2. Seguridad básicamente pasiva

2.1.3. Combinación entre seguridad activa y pasiva

2.2. Defensa en profundidad en el diseño. Barreras múltiples para transitorios, incluyendo:

2.2.1. Principales características de seguridad para limitar los transitorios de la planta;

2.2.2. Características clave de seguridad para evitar daños en el núcleo;

2.2.3. Características clave de seguridad para contener el daño del núcleo;

2.2.4. Características clave de seguridad para reducir la liberación externa de radionúclidos.

2.3. Diversidad, redundancia y separación física:

2.3.1. Trenes redundantes relacionados con la seguridad, segregados en diferentes salas; e.g. sistemas de aporte de agua, sistemas de refrigeración alternativos, sistemas eléctricos o sistemas de refrigeración alimentados con vapor;

2.3.2. Principales Estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad diseñados contra daños causados por la acción humana, así como contra eventos externos naturales, incluyendo inundaciones internas y externas;

2.3.3. Separación de trenes redundantes y componentes principales, así como la compartimentación de sistemas relacionados con la seguridad y no relacionados con la seguridad;

2.4. Defensa contra eventos externos.

- Inundaciones externas
- Deslizamientos de tierra
- Hundimiento/ alzamiento del terreno
- Tsunamis
- Actividad volcánica
- Terremotos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

Para todos estos eventos externos (existen más eventos a considerar, estos serían los más relevantes), son necesarios:

- Márgenes en los cálculos de las bases de diseño;

2.5. Liberaciones en accidentes severos y respuestas ante estos accidentes:

- 2.5.1. Programas, procedimientos de gestión de accidente severo;
- 2.5.2. Diseño de la contención (e.g. contención doble con revestimiento);
- 2.5.3. Diseño del punto de fallo por sobrepresión de contención y penetraciones;
- 2.5.4. Gestión después de daño al núcleo (e.g. retención en la vasija);
- 2.5.5. Gestión del hidrógeno (e.g. recombinadores);
- 2.5.6. Venteo filtrado de la contención;
- 2.5.7. Centro de soporte técnico para emergencias;

2.6. Alcance, madurez y resultados de la evaluación probabilística de la seguridad (PSA):

- 2.6.1. Comparaciones de sucesos iniciadores;
- 2.6.2. Eventos internos;
- 2.6.3. Evaluaciones de fuego;
- 2.6.4. Análisis de eventos externos;
- 2.6.5. Grado en que el riesgo está dominado por un único evento (e.g. pérdida de energía fuera del sitio);

2.7. Disposiciones para garantizar un alto nivel de seguridad:

- 2.7.1. Interfaz hombre-máquina y diseño de instrumentación y control (I&C);

2.8. Debida consideración de la ingeniería de factores humanos (incluyendo la accesibilidad a los equipos después de un accidente).

2.9. Suministro adicional de combustible y agua para los generadores Diésel, al sistema de agua de alimentación de emergencia y al sistema de reposición al sistema primario.

2.10. Integración de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento con el Estudio Final de Seguridad y los Análisis Probabilistas de la Seguridad (PSA).

3. Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- 3.1. Procedimientos para operación normal;
- 3.2. Procedimientos para operación en emergencia;
- 3.3. Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.

4. Transferencia tecnológica y soporte técnico

- 4.1. Programas de apoyo técnico u operacional disponibles a través de contactos del propietario o del operador.
- 4.2. Programas de apoyo técnico u operacional disponibles a través de los contactos del titular de la tecnología:
 - 4.2.1. Programas de grupos de apoyo a la industria específicos al diseño - a través de WANO, INPO, EUR, EPRI.

5. Cultura de seguridad

- 5.1. Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño

Parámetros de segundo nivel

1. Interacción con la red eléctrica

2. Seguridad nuclear de la planta:

2.1. Diversidad, redundancia y separación física:

- 2.1.1. Instalaciones de gestión y control de emergencia separadas, con capacidad para controlar la parada segura en situaciones de emergencia;
- 2.1.2. Cargas y combinaciones de cargas, incluyendo misiles grandes e impactos de chorro.

2.2. Seguridad de la piscina de combustible gastado:

- 2.2.1. Localización del edificio e integridad del mismo;
- 2.2.2. Medios alternativos para la refrigeración y el control de inventario;
- 2.2.3. Posible almacenamiento en seco del combustible gastado;

2.3. Características de diseño en cuanto a seguridad inherente:

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

- 2.3.1. Diseño de reactor inherentemente seguros (e.g. sin coeficientes positivos de temperatura del moderador).
- 2.3.2. Minimización de ciertos riesgos (e.g. inflamabilidad, criticidad, energía almacenada, reactividad), incorporando medidas de seguridad inherentes (e.g. sistemas pasivos).

2.4. Liberaciones en accidentes severos y respuestas ante estos accidentes:

- 2.4.1. Grado de implantación de las *DEC* en el diseño inicial y análisis de BDBA.

2.5. Disposiciones para garantizar un alto nivel de seguridad:

- 2.5.1. Vida de diseño de la planta y provisiones de sustitución de sistemas relacionados con la seguridad, así como componentes con vida útil prevista más corta;
- 2.5.2. Disposiciones en el diseño para la estabilidad y capacidad de mantenimiento de sistemas y componentes de seguridad, en particular durante la operación a potencia;
- 2.5.3. Requisitos de calificación de sistemas y componentes de seguridad;

3. Evaluaciones de los sistemas y componentes principales

Parámetros de tercer nivel

- 1. Grado de madurez de la tecnología**
- 2. Simplificación**
- 3. Protección radiológica**
- 4. Impacto ambiental**

10. REFERENCIAS

1. **Zanelly, Jorge.** *La opción núcleo-eléctrica en Chile.* Septiembre 2007.
2. **Tokman, Marcelo.** *Núcleo- electricidad en Chile: Posibilidades, brechas y desafíos.* s.l. : Gobierno de Chile. Ministerio de Energía, 2010.
3. **Varios.** *Generación Núcleo-Eléctrica en Chile: Hacia una Decisión Racional.* s.l. : Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), 2014.
4. **OIEA.** *75-INSAG-4. Safety Culture.* 1991.
5. —. *75-INSAG-5. "The Safety of Nuclear Power".* 1992.
6. —. *INSAG-10 "Defense in Depth in Nuclear Safety".* s.l. : OIEA, 1996.
7. —. *INSAG-12. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1.* 1999.
8. —. *INSAG-13. Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants.* 1999.
9. —. IAEA-TECDOC-1575 Rev. 1. *Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems. INPRO Manual - Safety of Nuclear Reactors. Volume 8 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO).* 2008.
10. —. *SSR-2/1 Rev.1 "Safety of Nuclear Power Plants: Design".* 2016.
11. —. IAEA-TECDOC-1791 *"Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants".* 2016.
12. —. *NP-T-1.10 "Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment".* s.l. : OIEA, 2013.
13. —. *Safety Requirements No. GS-R-Part 2. Leadership and Management for Safety.* 2016.
14. **Díaz, Pedro.** *Proyecto de investigación para el desarrollo y aplicación de herramientas de valoración de riesgos tecnológicos en centrales nucleares españolas a partir de la técnica de Análisis Probabilistas de Seguridad". Tesis doctoral pendiente de defensa. .* 2017.
15. **OIEA.** No. SSR-2/91. *Safety of nuclear power plants : Design. Specific Safety Requirements.* 2012.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

16. **Foro Nuclear.** *Seguridad del Parque Nuclear Español. Análisis de los principios fundamentales de la seguridad de las instalaciones y actividades nucleares.* 2010.

17. **NEA.** <https://www.oecd-nea.org/>. [En línea] NEA Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme (CODAP), 26 de Febrero de 2016. [Citado el: 17 de Agosto de 2017.] <https://www.oecd-nea.org/jointproj/codap.html>.

18. **CSN.** *IS-19. Instrucción IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.* 2008.

19. **OIEA.** IAEA BULLETIN, 2/1988. Special report: Nuclear plant safety. *Three decades of nuclear safety. Nuclear plant safety has not been a static concept, by Pierre Tanguy.* 1988.

20. **U.S. NRC.** *WASH-1400. Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants.* 1975.

21. **IEEE.** spectrum.ieee.org/. [En línea] <http://spectrum.ieee.org/energy/nuclear/three-mile-island-chernobyl-and-fukushima>.

22. **UNSCEAR.** *The Chernobyl Accident: UNSCEAR's Assessments of the Radiation Effects.* 2008.

23. **OIEA.** *75-INSAG-7 Rev.1 "The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1".* 1992.

24. **OECD.** *International nuclear law in the post-Chernobyl period.* 2006.

25. **World Association of Nuclear Operators (WANO).** *"Nuclear Safety Has no Borders: A history of the World Association of Nuclear Operators".* 2016.

26. **OIEA.** *IAEA-EBP-WWER-15, "Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants".* 1999.

27. —. IAEA BULLETIN, 1/1996. *"Safety of RBMK reactors: Setting the technical framework".* 1996.

28. **Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS).** *"The Accident and Safety of RBMK-Reactors".* 1996.

29. **Cambridge, Mass.: American Academy of Arts and Sciences.** *"Lessons Learned from "Lessons Learned": The Evolution of Nuclear Power Safety after Accidents and Near-Accidents."* 2012.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

30. **U.S. NRC.** NUREG-1250. *"Report on the Accident at the Chernobyl Nuclear Power Station"*. 1987.
31. —. NUREG-1251. *"Implications of the Accident at Chernobyl for Safety Regulation of Commercial Nuclear Power Plants in the United States"*. 1989.
32. —. NUREG/CR-6738, *"Risk Methods Insights gained from fire incidents"*. 2001.
33. **Kerntechnik.** *Charakterisierung des Kabeltrassenbrandes im Block 1 des Kernkraftwerks Greifswald.* . 1987.
34. **OIEA.** IAEA-TECDOC-1421. *"Experience gained from fires in nuclear power plants: Lessons learned"*. 2004.
35. —. IAEA BULLETIN, 2/1992. *"International safety review of WWER-440/230 nuclear power plants"*. 1992.
36. —. IAEA-TECDOC-922, *"Performance Analysis of WWER-440/230 Nuclear Power Plants"*. 1997.
37. —. IAEA-TECDOC-1133. *"The Decommissioning of WWER type nuclear power plants"*. 2000.
38. **Armenian Nuclear Regulatory Authority.** *National Report. Stress Test for Armenian Nuclear Power Plant.* 2015.
39. **Nuclear Regulatory Agency. Republic of Bulgaria.** *Annual Report.* 2006.
40. **OIEA.** *International Forum "One Decade after Chernobyl: Nuclear Safety Aspects"*. 1996.
41. **Högberg, Lars.** *Royal Swedish Academy of Sciences. "Root Causes and Impacts of Severe Accidents at Large Nuclear Power Plants."* . 2013.
42. **U.S. NRC.** NUREG-0660. *"NRC Action Plan Developed as a Result of the TMI-2 Accident"*. 1980.
43. **Kemeny, John G.** *Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island.* s.l. : New York: Pergamon Pres., 1979.
44. **U.S. NRC.** NUREG/CR-1250. *"TMI- 2. A Report of the Commissioners and to the Public" Volume 2. Part II.* . 1979.
45. **EPRI.** NSAC-1. *"Analysis of Three Mile Island - Unit 2 Accident"*. 1980.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

46. **NEA.** <https://www.oecd-nea.org>. [En línea] Información de prensa, 23 de Mayo de 2000. [Citado el: 17 de Agosto de 2017.] <https://www.oecd-nea.org/news/2000/2000-07.html>.
47. **U.S. NRC.** *NUREG-0585. "TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report"*. 1979.
48. —. *NUREG-1435. "Status of Safety Issues at Licensed Power Plants" (TMI Action Plan Reqmts.)*. Volume 1. 1991.
49. —. *SECY 93-087. POLICY, TECHNICAL, AND LICENSING ISSUES PERTAINING TO EVOLUTIONARY AND ADVANCED LIGHT-WATER REACTOR (ALWR) DESIGNS*. 1993.
50. —. *NUREG-1350. Volume 4. "Information Digest"*. 1992.
51. **INPO.** *Convention on Nuclear Safety Report: The role of the Institute of Nuclear Power Operations in supporting the United States commercial nuclear electric utility industry's focus on nuclear safety*. 2007.
52. **Zebroski, E.L et al.** *Nuclear Safety Analysis Center. Nuclear Safety*. 1981.
53. **U.S. NRC.** *NUREG-0558. Population Dose and Health Impact of the Accident at the Three Mile Island Nuclear Station*. 1979.
54. —. *NUREG/KM-0002. The Browns Ferry Nuclear Plant Fire of 1975 Knowledge Management Digest*. 2013.
55. —. *NUREG-0050; Recommendations related to Browns Ferry Fire*. 1976.
56. **CSN.** *JORNADA TÉCNICA 2013: PROGRAMAS DE PROTECCIÓN CONTRA INCENDIOS. LA INSTRUCCIÓN DE SEGURIDAD IS-30 REVISIÓN 1*. 2013.
57. —. *IS-30. Instrucción IS-30, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares*. 2011.
58. **U.S. NRC.** *NUREG/BR-0353, Rev. 1. Davis-Besse Reactor Pressure Vessel Head Degradation*. 2008.
59. **FirstEnergy, Davis Besse Nuclear Power Station.** *CR 2002-0891. Root Cause Analysis Report. Significant Degradation of the Reactor Pressure Vessel Head*. 2002.
60. **CSN.** *Convención sobre Seguridad Nuclear. Tercer Informe Nacional*. 2004.
61. **OIEA.** *GC(59)/14. El accidente de Fukushima Daiichi. Informe del Director General*. 2015.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

62. **EDF**. RIC 2010. External Flood and Extreme Precipitation Hazard Analysis for Nuclear Plant Safety Session. *LESSONS LEARNED FROM 1999 BLAYAIS FLOOD: OVERVIEW OF EDF FLOOD RISK MANAGEMENT PLAN*. 2010.

63. **IPSN**. *Rapport sur l'inondation du site du Blayais survenue le 27 Decembre 1999*. 2000.

64. **GORBATCHEV, A., MATTÉI, J.M., REBOUR, V., VIAL, E.** *Report on Flooding of le Blayais Power Plant on 27 December 1999*. s.l. : IPSN, Fontenay-aux-Roses, 2000.

65. **CSN**. *Convención de Seguridad Nuclear. Cuarto Informe Nacional*. 2007.

66. —. *Informe sobre la degradación del sistema de servicios esenciales de Vandellós II*. 2005.

67. —. *Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2009*. 2010.

68. **ANAV**. *ANAVANT. Boletín de Comunicación Interna. Número 6*. . Mayo 2008.

69. **CSN**. *Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2008*. 2009.

70. **ALFA**. *Revista de seguridad nuclear y protección radiológica. Número 3 / III trimestre 2008*. **CSN**. Madrid : s.n., 2008.

71. **CSN**. *CSN/PDT/CNASC/AS0/1703/267. PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO. INFORME FAVORABLE SOBRE LA SOLICITUD DE APROBACIÓN DE LAS PROPUESTAS DE CAMBIO PC-302, REVISIÓN 1, DE LAS ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO DE CN ASCÓ I Y II*.

72. —. *CSN/PDT/CNASC/AS0/1505/239. PROPUESTA DE DICTAMEN TECNICO. INFORME FAVORABLE SOBRE LAS PROPUESTAS DE CAMBIO PC-294, REVISION 0, DE LAS ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO DE LA CENTRAL NUCLEAR ASCÓ I Y DE LA CENTRAL NUCLEAR ASCÓ II*.

73. —. *SUCESO DE LIBERACIÓN DE PARTÍCULAS RADIATIVAS EN C.N. ASCÓ I. DESCRIPCIÓN Y CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS*.

74. **IRSN**. *Note d'information sur les accidents ayant affecté les réacteurs nucléaires du site de Saint-Laurent-des-Eaux en 1969 et en 1980*. 2015.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

75. **Bastien, D.** *Twenty nine years of french experience in operating gas-cooled reactors.* . s.l. : Commisariat à l'Énergie Atomique. Centre d'études nucléaires de Saclay.

76. **CSN.** *INT-01.02. "Las centrales Nucleares españolas", Colección de Informes Técnicos, 3.* 1999.

77. **Philippe GUIGNARD, et al.** *Les incidents et accidents nucléaires dans la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux sur les réacteurs uranium naturel-graphite-gaz.*

78. **EDF.** *Rapport d'activité 1980, Centrale Nucleaire de Saint-Laurent-Des-Eaux A.* 1980.

79. **FOASSO, M.Cyrille.** *Histoire de la sûreté de l'énergie nucléaire civile en France (1945-2000).* s.l. : Thèse de Doctorat (NR) en Histoire. UNIVERSITE LUMIERE - LYON II., 2003.

80. **al, Pr. Charlebois et.** *The 1994 Loss of Coolant Accident at Pickering NGS.* s.l. : Ontario Hydro, Pickering Nuclear Division. Atomic Energy of Canada Limited.

81. **Minister of Public Works and Government Services Canada.** *Canadian National Report for the Convention on Nuclear Safety.* 1998.

82. **The Standing Senate Committee on Energy, The Environment and Natural Resources.** *Canada's Nuclear Reactors: How much Safety is enough?* 2001.

83. **OECD; NEA.** . *Impacts of the Fukushima Daiichi Accident on Nuclear Development Policies.* 2017.

84. **CSN.** *Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen del año 2011.* 2012.

85. **WENRA Task Force.** *"Stress tests" specifications.* 2011 : s.n., Proposal by the WENRA.

86. **CSN.** *Pruebas de resistencia realizadas a las centrales nucleares españolas. Informe final.* 2012.

87. **U.S. NRC.** *Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century. The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daichi Accident.* 2011.

88. **SNSA.** *Post-Fukushima Safety Actions in Slovenia.*

89. **UNSCEAR.** *DEVELOPMENTS SINCE THE 2013 UNSCEAR REPORT ON THE LEVELS AND EFFECTS OF RADIATION EXPOSURE DUE TO THE NUCLEAR ACCIDENT*

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

FOLLOWING THE GREAT EAST-JAPAN EARTHQUAKE AND TSUNAMI. *A 2015 white paper to guide the Scientific Committee's future programme of work.* 2015.

90. **U.S. NRC.** *NRC INFORMATION NOTICE 2006-08: Secondary Piping Rupture at the Mihama Power Station in Japan.* 2006.

91. **KEPCO.** *Final Report on the Secondary System Pipe Rupture at Unit 3, Mihama Nuclear Power Plant (NPP).* 2005.

92. —. *Kansai Electric Power Group CSR Report 2005.* 2005.

93. **WNA.** *Nuclear Power Plants and Earthquakes.* [En línea] [Citado el: 22 de Septiembre de 2017.]

94. **Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A.** *Análisis Relativo de Impacto y Riesgos de la Generación Núcleo-Eléctrica. Documento Final.* Santiago de Chile : s.n., Junio de 2009.

95. **OIEA.** *SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-9. Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations.* 2010.

96. —. *Safety Guide NS-G-1.6. Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants.* 2003.

97. —. *Safety Report Series No. 66. Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants.* 2011.

98. —. *NS-G-2.13. "Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations". IAEA Safety Standards Series.* 2009.

99. *SIMULATION ANALYSIS OF EARTHQUAKE RESPONSE OF THE ONAGAWA NUCLEAR POWER PLANT TO THE 2003 MIYAGI-OKI EARTHQUAKE.* **Tohoku Electric Power Co., Inc., Japan.**

100. *Yong Li, Senior Geophysicist. Post-Earthquake Investigations at North Anna Nuclear Power Plant. IAEA International Experts' Meeting.* **U.S. NRC.** September 4 - 7 2012.

101. **NSC.** *NSCRG L-DS-I.02. Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities.* 2006.

102. **OIEA.** *International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-ichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami.* 2011.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

103. **NEA/CSNI.** *NEA/CSNI/R(2015)9 "Current Practices in Defining Seismic Input for Nuclear Facilities"*. 2015.
104. **U.S. NRC.** *10 CFR 100.23 "Geologic and seismic siting criteria"*. 2007.
105. —. *Appendix S to Part 50—Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants*. 1996.
106. —. *Regulatory Guide 1.208. "A Performance-based Approach to define the Site-Specific Earthquake Ground Motion"*. 2007.
107. —. *Interim Staff Guidance on Ensuring Hazard-Consistent Seismic Input for Site Response and Soil Structure Interaction Analysis"*. 2009.
108. **NEI.** *Consistent Site-Response Soil-Structure Interaction Analysis and Evaluation*. 2009.
109. **Constantino, C.J.** . *"Consistent Site Response – SSI Calculations"*. *BNL Report no. N6112-051208*. 2009.
110. **NRA.** *Outline of New Regulatory Requirements for Light Water Nuclear Power Plants, (Earthquakes and Tsunamis)*. 2013.
111. **JEA.** *JEAG4601-2008 "Design Code of the Japan Electric Association"*. 2008.
112. **WNA.** Earthquakes and seismic protection for japanese Nuclear Power Plants. *World Nuclear Association*. [En línea] Agosto de 2012. [Citado el: 20 de Septiembre de 2017.]
113. **J.G. Marques.** **Instituto Tecnológico e Nuclear & Centro de Física Nuclear da Universidade de Lisboa, Portugal.** REVIEW OF GENERATION-III/III+ FISSION REACTORS. s.l. : Nuclear Energy Encyclopedia: Science, Technology, and Applications, First Edition, 2011.
114. **American Academy of Arts & Sciences.** *Stephen M. Goldberg and Robert Rosner. Nuclear Reactors: Generation to Generation*. 2011.
115. **Westinghouse.** *AP1000: Passive Safety Systems and timeline for Station Blackout*. 2011.
116. **MIT., Jacopo Buongiorno.** **Associate Professor of Nuclear Science and Engineering.** *Advanced LWRs*. 2010.
117. **OIEA.** Status report 83 - Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400). *Advanced Reactor Information System (ARIS)*.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

118. —. Status report 108 - VVER-1200 (V-491) (VVER-1200 (V-491)). *Advanced Reactor Information System (ARIS)*.

119. **ROSATOM**. The VVER today: Evolution, Design, Safety.

120. **OIEA**. Status report 97 - Advanced Boiling Water Reactor (ABWR). *Advanced Reactor Information System (ARIS)*.

121. **Universidad de Chile. Facultad de Ciencias Físicas y Matemáticas**. Caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile. *Comisión Nacional de Energía*. 2009.

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

ANEXO 1

Matriz de Causas-Raíz comunes de los Eventos

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

A1 Matriz de Causas-Raíz comunes de los Eventos

Causa Raíz Común		Eventos														
		Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	David Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó	Saint-Laurent des Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama
1	Deficiencias en el diseño	X	X	X	X	X	X		X			X		X	X	
1.1	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño del reactor	X			X							X				
1.2	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño de una modificación de diseño			X									X			
1.3	Deficiencias en el diseño: Análisis de seguridad deficientes	X														
1.4	Deficiencias en el diseño: Falta redundancias, independencia, separación física		X				X									
1.5	Deficiencias en el diseño: Deficiencias en diseño sala de control					X										
1.6	Deficiencias en el diseño: Protección insuficiente contra eventos externos								X						X	

Causa Raíz Común		Eventos														
		Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	David Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó	Saint-Laurent des Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama
2	Deficiencias operación y mantenimiento	X	X	X		X				X			X	X	X	
2.1	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de operación	X	X	X		X										
2.2	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en evaluaciones de seguridad tras fallos									X						
2.3	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de mantenimiento											X	X			
2.4	Deficiencias operación y mantenimiento: Deficiencias en procedimientos de operación para accidentes severos														X	
3	Deficiencias en la construcción y fabricación						X									

Causa Raíz Común		Eventos														
		Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	David Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó	Saint-Laurent des Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama
4	Factor humano (cultura de seguridad)	X	X		X	X	X	X		X	X	X		X	X	X
4.1	Factor humano (cultura de seguridad):	X													X	
4.2	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en revisiones independientes	X														
4.3	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Deficiencias en comunicación entre operadores: Falta de realimentación por EO	X				X		X				X		X	X	
4.4	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Falta de experiencia operadores		X													
4.5	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Errores		X			X								X		X
4.6	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Violaciones de procedimientos y reglas	X			X			X			X					
4.7	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Entrenamiento personal operación insuficiente					X										
4.8	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Controles de calidad insuficientes		X			X	X	X		X				X		X
4.9	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos titular: Actitudes incorrectas									X	X					X
4.10	Factor humano (cultura de seguridad): Deficiencias en comunicación por parte de fabricantes: Falta de realimentación por EO					X										
4.11	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del legislador	X													X	
4.12	Factor humano (cultura de seguridad): Fallos del regulador	X													X	

En blanco intencionadamente

ANEXO 2

Matriz de Impactos de las medidas sobre la Seguridad Nuclear

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

A2 Matriz de Impacto de las medidas sobre los principios de seguridad nuclear

1. Evento de Chernobyl

		Medidas Internacionales	Medidas del operador/regulador ruso	Medidas del regulador americano (NRC)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Creación de WANO, Cultura de seguridad reforzada, Acuerdos y convenios internacionales, Revisiones técnicas OIEA (después de la aplicación de medidas iniciales)	Medidas técnicas/operacionales implantadas en reactores RBMK, Revisión de los estándares de seguridad soviéticos	-Programas de gestión de accidentes, refuerzo de revisiones técnicas, revisión del estado de los sistemas de seguridad, revisión de los requisitos de pruebas, medidas para impedir infracciones en los procedimientos. -Investigación en accidentes de reactividad, accidentes a baja potencia y en parada. -Protección de múltiples unidades. -Extinción de incendios en condiciones de elevada radiación. - Planes de emergencia. - Fenomenología de accidentes severos. - Reactores moderados por grafito.
1.1	Responsabilidades en la gestión	X	X	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X	X	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X	X	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X	X	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X	X	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X		X
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X	X	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X	X	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X	X	X

		Medidas Internacionales	Medidas del operador/regulador ruso	Medidas del regulador americano (NRC)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Creación de WANO, Cultura de seguridad reforzada, Acuerdos y convenios internacionales, Revisiones técnicas OIEA (después de la aplicación de medidas iniciales)	Medidas técnicas/operacionales implantadas en reactores RBMK, Revisión de los estándares de seguridad soviéticos	-Programas de gestión de accidentes, refuerzo de revisiones técnicas, revisión del estado de los sistemas de seguridad, revisión de los requisitos de pruebas, medidas para impedir infracciones en los procedimientos. -Investigación en accidentes de reactividad, accidentes a baja potencia y en parada. -Protección de múltiples unidades. -Extinción de incendios en condiciones de elevada radiación. - Planes de emergencia. - Fenomenología de accidentes severos. - Reactores moderados por grafito.
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X	X	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	X		X
1.2	Defensa en profundidad		X	X
1.3	Principios técnicos generales	X		X
1.3.1	Revisión por pares	X		X
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X		X
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X		
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)			
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)			

		Medidas Internacionales	Medidas del operador/regulador ruso	Medidas del regulador americano (NRC)
2. Principios de Seguridad Específicos		Creación de WANO, Cultura de seguridad reforzada, Acuerdos y convenios internacionales, Revisiones técnicas OIEA (después de la aplicación de medidas iniciales)	Medidas técnicas/operacionales implantadas en reactores RBMK, Revisión de los estándares de seguridad soviéticos	-Programas de gestión de accidentes, refuerzo de revisiones técnicas, revisión del estado de los sistemas de seguridad, revisión de los requisitos de pruebas, medidas para impedir infracciones en los procedimientos. -Investigación en accidentes de reactividad, accidentes a baja potencia y en parada. -Protección de múltiples unidades. -Extinción de incendios en condiciones de elevada radiación. - Planes de emergencia. - Fenomenología de accidentes severos. - Reactores moderados por grafito.
2.1	Emplazamiento	X	X	X
2.2	Diseño	X	X	X
2.3	Fabricación y construcción	X	X	X
2.4	Puesta en marcha	X	X	
2.5	Operación	X	X	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X	X	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X	X	X
2.5.3	Realización de operaciones	X	X	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	X	X	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	X	X	X
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X	X	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X	X	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X	X	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X	X	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X	X	X

		Medidas Internacionales	Medidas del operador/regulador ruso	Medidas del regulador americano (NRC)
2.	Principios de Seguridad Específicos	Creación de WANO, Cultura de seguridad reforzada, Acuerdos y convenios internacionales, Revisiones técnicas OIEA (después de la aplicación de medidas iniciales)	Medidas técnicas/operacionales implantadas en reactores RBMK, Revisión de los estándares de seguridad soviéticos	-Programas de gestión de accidentes, refuerzo de revisiones técnicas, revisión del estado de los sistemas de seguridad, revisión de los requisitos de pruebas, medidas para impedir infracciones en los procedimientos. -Investigación en accidentes de reactividad, accidentes a baja potencia y en parada. -Protección de múltiples unidades. -Extinción de incendios en condiciones de elevada radiación. - Planes de emergencia. - Fenomenología de accidentes severos. - Reactores moderados por grafito.
2.6	Gestión de accidentes	X	X	X
2.7	Desmantelamiento	X	X	
2.8	Preparación frente emergencias	X	X	X
2.8.1	Planes de emergencia	X	X	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	X	X	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	X	X	X
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	X	X	X

2. Evento de Greifswald

		Medidas Internacionales (OIEA)		Medidas del Operador/Regulador ruso
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Debido a requerimientos de seguridad occidentales: Greifswald se cerró.	Medidas generales requeridas para centrales de tipo VVER-440/230 ((A partir de 1990)	A raíz del evento de Greifswald: Desconocidas.
1.1	Responsabilidades en la gestión		X	N/A
1.1.1	Cultura de seguridad		X	N/A
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo		X	N/A
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)		X	N/A
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)		X	N/A
1.1.2	Responsabilidad del operador		X	N/A
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X	X	N/A
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.		X	N/A
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores		X	N/A
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X	X	N/A
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad			N/A
1.2	Defensa en profundidad		X	N/A
1.3	Principios técnicos generales			N/A
1.3.1	Revisión por pares		X	N/A
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.		X	N/A
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)		X	N/A
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)			N/A
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)			N/A

		Medidas Internacionales		Medidas del operador/regulador ruso
2. Principios de Seguridad Específicos		Debido a requerimientos de seguridad occidentales: Greifswald se cerró.	Medidas generales requeridas para centrales de tipo VVER-440/230.	A raíz del evento de Greifswald: Desconocidas.
2.1	Emplazamiento			N/A
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)		X	N/A
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)		X	N/A
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)			
2.3	Fabricación y construcción			N/A
2.4	Puesta en marcha		X	N/A
2.5	Operación		X	N/A
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal		X	N/A
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)		X	N/A
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)		X	N/A
2.5.4	Entrenamiento y formación		X	N/A
2.5.5	Límites de operación y condiciones		X	N/A
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones		X	N/A
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa		X	N/A
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.		X	N/A
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones		X	N/A
2.5.9	Garantía de calidad en la operación		X	N/A
2.6	Gestión de accidentes		X	N/A
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes			
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes			
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)			
2.7	Desmantelamiento		X	N/A
2.8	Preparación frente emergencias		X	N/A
2.8.1	Planes de emergencia		X	N/A
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias			N/A
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		X	N/A
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente		X	N/A

3. Evento de Kozloduy

		Medidas del Regulador
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas físicas y tecnológicas, medidas en procedimientos, análisis de seguridad
1.1	Responsabilidades en la gestión	
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador	
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	
1.2	Defensa en profundidad	X
1.3	Principios técnicos generales	X
1.3.1	Revisión por pares	X
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	

		Medidas del Regulador
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas físicas y tecnológicas, medidas en procedimientos, análisis de seguridad
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X
2.3	Fabricación y construcción	X
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

4. Evento de Leningrado

		Medidas Internacionales (OIEA)	Medidas del Operador/Regulador ruso	
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas generales requeridas para centrales de tipo RBMK (A partir de 1990)	A raíz del evento de Leningrado en 1975: Desconocidas	A raíz de Chernobyl (1986)
1.1	Responsabilidades en la gestión	X	N/A	
1.1.1	Cultura de seguridad	X	N/A	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X	N/A	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X	N/A	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X	N/A	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X	N/A	
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X	N/A	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X	N/A	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X	N/A	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X	N/A	
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad		N/A	
1.2	Defensa en profundidad	X	N/A	
1.3	Principios técnicos generales	X	N/A	
1.3.1	Revisión por pares	X	N/A	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X	N/A	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X	N/A	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	X	N/A	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	X	N/A	

		Medidas Internacionales (OIEA)	Medidas del Operador/Regulador ruso	
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas generales requeridas para centrales de tipo RBMK (A partir de 1990)	A raíz del evento de Leningrado en 1975: Desconocidas	A raíz de Chernobyl (1986)
2.1	Emplazamiento		N/A	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X	N/A	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X	N/A	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X	N/A	X
2.3	Fabricación y construcción		N/A	
2.4	Puesta en marcha		N/A	
2.5	Operación	X	N/A	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X	N/A	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X	N/A	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X	N/A	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	X	N/A	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	X	N/A	X
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X	N/A	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X	N/A	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X	N/A	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X	N/A	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X	N/A	
2.6	Gestión de accidentes	X	N/A	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes		N/A	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes		N/A	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)		N/A	
2.7	Desmantelamiento		N/A	
2.8	Preparación frente emergencias		N/A	
2.8.1	Planes de emergencia		N/A	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias		N/A	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		N/A	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente		N/A	

5. Evento de Three Mile Island

		Medidas globales (OECD/NEA)	Medidas del Legislador	Medidas del Regulador	Medidas de los Operadores
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	Creación del IRS	Medidas tanto técnicas (e.g. diseño) como operacionales	Medidas tanto técnicas (e.g. diseño) como operacionales	Creación del INPO+ NSAC (EPRI)
1.1	Responsabilidades en la gestión				
1.1.1	Cultura de seguridad				
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo				
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)				
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)				
1.1.2	Responsabilidad del operador		X	X	
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador		X	X	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.		X	X	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores		X	X	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables		X	X	
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad		X	X	
1.2	Defensa en profundidad		X	X	
1.3	Principios técnicos generales			X	X
1.3.1	Revisión por pares			X	X
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.			X	X
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)				
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)				
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)				

		Medidas globales (OECD/NEA)	Medidas del Legislador	Medidas del Regulador	Medidas de los Operadores
2. Principios de Seguridad Específicos		Creación del IRS	Medidas tanto técnicas (e.g. diseño) como operacionales	Medidas tanto técnicas (e.g. diseño) como operacionales	Creación del INPO
2.1	Emplazamiento		X	X	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)		X	X	
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)				
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)		X	X	X
2.3	Fabricación y construcción		X	X	
2.4	Puesta en marcha				
2.5	Operación		X	X	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal		X	X	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)		X	X	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)		X	X	
2.5.4	Entrenamiento y formación		X	X	
2.5.5	Límites de operación y condiciones				
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones				
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X	X	X	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X	X	X	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones		X	X	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación		X	X	
2.6	Gestión de accidentes		X	X	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes		X	X	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes		X	X	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)		X	X	
2.7	Desmantelamiento				
2.8	Preparación frente emergencias		X	X	
2.8.1	Planes de emergencia		X	X	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias				

		Medidas globales (OECD/NEA)	Medidas del Legislador	Medidas del Regulador	Medidas de los Operadores
2. Principios de Seguridad Específicos		Creación del IRS	Medidas tanto técnicas (e.g. diseño) como operacionales	Medidas tanto técnicas (e.g. diseño) como operacionales	Creación del INPO
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		X	X	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente				

6. Evento de Browns Ferry

		Medidas del Regulador (CSN)	Medidas del Regulador (NRC)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión		
1.1.1	Cultura de seguridad		
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo		
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)		
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)		
1.1.2	Responsabilidad del operador		
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad		
1.2	Defensa en profundidad	X	X
1.3	Principios técnicos generales		
1.3.1	Revisión por pares		
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.		
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)		
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)		
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)		

		Medidas del Regulador (CSN)	Medidas del Regulador (NRC)
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento		
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)		
2.3	Fabricación y construcción		
2.4	Puesta en marcha		
2.5	Operación		
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal		
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)		
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)		
2.5.4	Entrenamiento y formación		
2.5.5	Límites de operación y condiciones		
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones		
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa		
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.		
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones		
2.5.9	Garantía de calidad en la operación		
2.6	Gestión de accidentes		
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes		
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes		
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)		
2.7	Desmantelamiento		
2.8	Preparación frente emergencias		
2.8.1	Planes de emergencia		
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias		
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente		

7. Evento de Davis Besse

		Medidas del Regulador (NRC)	Medidas del Regulador (CSN)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	X	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo		
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X	X
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad		
1.2	Defensa en profundidad	X	X
1.3	Principios técnicos generales	X	
1.3.1	Revisión por pares	X	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)		
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)		

		Medidas del Regulador (NRC)	Medidas del Regulador (CSN)
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento		
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)		
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)		
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)		
2.3	Fabricación y construcción		
2.4	Puesta en marcha		
2.5	Operación	X	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)		
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	X	
2.5.5	Límites de operación y condiciones		
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X	
2.6	Gestión de accidentes		
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes		
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes		
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)		
2.7	Desmantelamiento		
2.8	Preparación frente emergencias		
2.8.1	Planes de emergencia		
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias		
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente		

8. Evento de Le Blayais

		Medidas del Regulador+Operador
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	X
1.2	Defensa en profundidad	X
1.3	Principios técnicos generales	
1.3.1	Revisión por pares	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	

		Medidas del Regulador+Operador
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento	X
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

9. Evento de Vandellós II

		Medidas del Regulador (CSN)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	
1.2	Defensa en profundidad	X
1.3	Principios técnicos generales	X
1.3.1	Revisión por pares	X
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	X
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	

		Medidas del Regulador (CSN)
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	X
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	X
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

10. Evento de Ascó I

		Medidas del Regulador (CSN)	Medidas del Operador (ANAV)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	X	
1.1.1	Cultura de seguridad	X	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo		
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X	
1.1.2	Responsabilidad del operador	X	
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador		
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.		
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores		
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables		
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad		
1.2	Defensa en profundidad	X	X
1.3	Principios técnicos generales	X	
1.3.1	Revisión por pares	X	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	X	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	X	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	X	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	X	

		Medidas del Regulador (CSN)	Medidas del Operador (ANAV)
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento		
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)		
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)		
2.3	Fabricación y construcción		
2.4	Puesta en marcha		
2.5	Operación	X	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal		
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)		X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X	
2.5.4	Entrenamiento y formación		
2.5.5	Límites de operación y condiciones		X
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones		
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X	
2.6	Gestión de accidentes		
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes		
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes		
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)		
2.7	Desmantelamiento		
2.8	Preparación frente emergencias		
2.8.1	Planes de emergencia		
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias		
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente		

11. Evento de Saint-Laurent-des-Eaux

		Medidas del Regulador
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador	
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	
1.2	Defensa en profundidad	X
1.3	Principios técnicos generales	
1.3.1	Revisión por pares	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	

		Medidas del Regulador
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

12. Evento de Vandellós I

		Medidas del Regulador
1. Principios de Seguridad Fundamentales		El informe del CSN requirió medidas de seguridad, cuya implantación era injustificable económicamente. La central se cerró en 1989.
1.1	Responsabilidades en la gestión	N/A
1.1.1	Cultura de seguridad	N/A
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	N/A
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	N/A
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	N/A
1.1.2	Responsabilidad del operador	N/A
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	N/A
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	N/A
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	N/A
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	N/A
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	N/A
1.2	Defensa en profundidad	N/A
1.3	Principios técnicos generales	N/A
1.3.1	Revisión por pares	N/A
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	N/A
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	N/A
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	N/A
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	N/A

		Medidas del Regulador
2. Principios de Seguridad Específicos		El informe del CSN requirió medidas de seguridad, cuya implantación era injustificable económicamente. La central se cerró en 1989.
2.1	Emplazamiento	N/A
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	N/A
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	N/A
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	N/A
2.3	Fabricación y construcción	N/A
2.4	Puesta en marcha	N/A
2.5	Operación	N/A
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	N/A
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	N/A
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	N/A
2.5.4	Entrenamiento y formación	N/A
2.5.5	Límites de operación y condiciones	N/A
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	N/A
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	N/A
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	N/A
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	N/A
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	N/A
2.6	Gestión de accidentes	N/A
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	N/A
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	N/A
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	N/A
2.7	Desmantelamiento	N/A
2.8	Preparación frente emergencias	N/A
2.8.1	Planes de emergencia	N/A
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	N/A
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	N/A
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	N/A

13. Evento de Pickering A

		Medidas del Regulador	Medidas del Operador
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	X	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X	
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X	X
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X	
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X	
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X	
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X	
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad		
1.2	Defensa en profundidad	X	X
1.3	Principios técnicos generales		X
1.3.1	Revisión por pares		X
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.		X
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)		X
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)		
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)		X

		Medidas del Regulador	Medidas del Operador
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos	Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento		
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X	X
2.3	Fabricación y construcción		X
2.4	Puesta en marcha		
2.5	Operación		X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal		
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)		
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)		X
2.5.4	Entrenamiento y formación		
2.5.5	Límites de operación y condiciones		
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones		
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa		X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.		X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones		X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación		
2.6	Gestión de accidentes		
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes		
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes		
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)		
2.7	Desmantelamiento		
2.8	Preparación frente emergencias		
2.8.1	Planes de emergencia		
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias		
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica		
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente		

14. Evento de Fukushima

		Medidas de los Reguladores (Japón, Europa, Estados Unidos, España...)
1. Principios de Seguridad Fundamentales		Medidas técnicas y análisis requeridos
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	X
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	X
1.1.2	Responsabilidad del operador	X
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	
1.2	Defensa en profundidad	X
1.3	Principios técnicos generales	
1.3.1	Revisión por pares	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	

		Medidas de los Reguladores (Japón, Europa, Estados Unidos, España...)
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento	X
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	X
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	X
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	X
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	X
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	
2.5.4	Entrenamiento y formación	X
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	X
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	X
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	
2.6	Gestión de accidentes	X
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	X
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	X
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	X
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	X
2.8.1	Planes de emergencia	X
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	X
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	X
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	X

15. Evento de Mihama

		Medidas del Regulador (NISA)
		Medidas técnicas y análisis requeridos
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	
1.1	Responsabilidades en la gestión	X
1.1.1	Cultura de seguridad	X
1.1.1.1	Requerimientos a nivel legislativo	X
1.1.1.2	Requerimientos en los gestores (Promover e instaurar actitudes y prácticas encaminadas a la seguridad)	
1.1.1.3	Requerimientos en los individuos (Actitud cuestionadora, rigurosa y prudente; comunicación)	
1.1.2	Responsabilidad del operador	
1.1.3	Verificación independiente y control del regulador	X
1.1.3.1	El regulador actúa de forma totalmente independiente de diseñadores, constructores y operadores.	X
1.1.3.2	El regulador realiza la inspección, monitorización y revisión de la operación segura de la plantas y sus operadores	X
1.1.3.3	El regulador requiere acciones correctivas de cualquier tipo por parte de los operadores, incluyendo la revocación de licencias si no se alcanzan los niveles de seguridad aceptables	X
1.1.3.4	El regulador promueve la I+D en temas de seguridad	
1.2	Defensa en profundidad	X
1.3	Principios técnicos generales	
1.3.1	Revisión por pares	
1.3.1.1	Son realizados por un equipo de expertos independientes con competencia técnica y experiencia.	
1.3.1.2	Complementan otro tipo de evaluaciones. Se llevan a cabo por organizaciones tanto nacionales como internacionales (e.g. WANO, OSRT de la OIEA)	
1.3.2	Garantía de calidad (e.g. gestión documental, clasificación de ESC)	
1.3.3	Excelencia operacional (e.g. mantener los materiales en buenas condiciones)	

		Medidas del Regulador (NISA)
2. Principios de Seguridad Específicos		Medidas técnicas y análisis requeridos
2.1	Emplazamiento	
2.2	Diseño (e.g. ESC, redundancias, independencia, separación física, seguridad inherente, I&C, sala de control)	
2.2.1.	Protección frente a una causa común (e.g. fuego, sismos, sucesos internos y externos)	
2.2.2.	Análisis de Seguridad (e.g. análisis de accidentes)	
2.3	Fabricación y construcción	
2.4	Puesta en marcha	
2.5	Operación	X
2.5.1	Organización, responsabilidades y personal	X
2.5.2	Procedimientos (operación normal, operación en emergencia, de revisión de la seguridad)	
2.5.3	Realización de operaciones (e.g. mantenimiento)	X
2.5.4	Entrenamiento y formación	
2.5.5	Límites de operación y condiciones	
2.5.6	Soporte técnico y de ingeniería para las operaciones	
2.5.7	Realimentación de la experiencia operativa	
2.5.7.1	El operador debe: analizar la causa-raíz de los eventos. Debe identificar eventos considerados como precursores de accidentes, y tomar acciones para su prevención. Esta información debe ser compartida, revisada y analizada, tanto a nivel nacional como internacional.	
2.5.8	Mantenimiento, pruebas e inspecciones	X
2.5.9	Garantía de calidad en la operación	X
2.6	Gestión de accidentes	
2.6.1	Estrategia para gestión de accidentes	
2.6.2	Entrenamiento y procedimientos para la gestión de accidentes	
2.6.3	Factores de ingeniería para la gestión de accidentes (e.g. Equipos, instrumentos)	
2.7	Desmantelamiento	
2.8	Preparación frente emergencias	
2.8.1	Planes de emergencia	
2.8.2	Instalaciones de respuesta frente a emergencias	
2.8.3	Evaluación de las consecuencias de accidentes y monitorización radiológica	
2.8.3.1	Las autoridades competentes, tanto nacionales como internacionales, deben recibir información relevante rápidamente	

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

ANEXO 3

Matriz de parámetros de evaluación de tecnologías

Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad

En blanco intencionadamente

A3 Matriz de parámetros de evaluación de tecnologías

Parámetros de evaluación		1. OIEA	2. Eventos											3. Reactores Avanzados									
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
1	Emplazamiento	X							X						X								
1.1	Riesgos sísmicos	X													X								
1.2	Otros eventos externos (e.g. Tsunamis, inundaciones)	X							X						X								
1.3	1 Unidad / varias unidades en emplazamiento	X													X								
2	Interacción con la red eléctrica	X													X								
3	Seguridad nuclear de la planta	X	X	X		X	X	X	X	X			X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
3.1	Requisitos reglamentarios en el Estado miembro y las normas aplicadas por el titular del diseño:	X	X			X		X	X														
3.1.1	Procesos de licencias, recientes o en curso, tanto en el país de origen como en otros países;	X																					
3.1.2	Idioma del material de licencia original.	X																					

		1. OIEA	2. Eventos											3. Reactores Avanzados								
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR
Parámetros de evaluación																						
3.2	Regulaciones del Estado miembro sobre seguridad para el emplazamiento de centrales nucleares.	X													X							
3.3	Seguridad básicamente activa, seguridad básicamente pasiva, o una combinación entre ambas	X	X			X									X		X	X	X	X	X	X
3.3.1	Seguridad básicamente activa	X																				
3.3.2	Seguridad básicamente pasiva	X															X					
3.3.3	Combinación entre seguridad activa y seguridad pasiva	X															X		X	X	X	X
3.4	Defensa en profundidad en el diseño. Barreras múltiples para transitorios, incluyendo:	X	X	X		X						X		X	X		X	X	X	X	X	X
3.4.1	Garantía de que el titular de la tecnología cuenta con suficiente personal técnicamente cualificado, y todos los niveles;	X	X	X		X								X								

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados						
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR
Parámetros de evaluación																						
3.4.2	Gestión adecuada de la calidad del proceso de diseño;	X	X		X																	
3.4.3	Principales características de seguridad para limitar los transitorios de la planta;	X	X		X							X		X	X							
3.4.4	Características clave de seguridad para evitar daños en el núcleo;	X	X		X							X		X	X		X	X	X	X	X	X
3.4.5	Características clave de seguridad para contener el daño del núcleo;	X	X												X		X	X	X	X	X	X
3.4.6	Características clave de seguridad para reducir la liberación externa de radionúclidos.	X	X												X		X	X	X	X	X	X
3.5	Diversidad , redundancia y separación física:	X	X	X	X		X		X				X		X		X					

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
3.5.1	Trenes redundantes relacionados con la seguridad, segregados en diferentes salas ; e.g. sistemas de aporte de agua, sistemas de refrigeración alternativos, sistemas eléctricos o sistemas de refrigeración alimentados con vapor.	X	X				X						X		X		X						
3.5.2	Principales Estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad diseñados contra daños causados por la acción humana, así como contra eventos externos naturales, incluyendo inundaciones internas y externas;	X	X	X	X		X		X							X		X					
3.5.3	Instalaciones de gestión y control de emergencia separadas, con capacidad para controlar la parada segura en situaciones de emergencia;	X	X												X								

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
3.5.4	Separación de trenes redundantes y componentes principales, así como la compartimentación de sistemas relacionados con la seguridad y no relacionados con la seguridad;	X	X				X						X		X		X						
3.5.5	Cargas y combinaciones de cargas, incluyendo misiles grandes e impactos de chorro.	X							X						X								
3.6	Seguridad de la piscina de combustible gastado:	X													X								
3.6.1	Localización del edificio e integridad del mismo;	X													X								
3.6.2	Medios alternativos para la refrigeración y el control de inventario	X													X								
3.6.3	Almacenamiento en seco del combustible gastado														X								
3.7	Características de diseño en cuanto a seguridad inherente:	X	X			X																	
3.7.1	Diseño de reactor inherentemente seguros (e.g. sin coeficientes positivos de temperatura del moderador).	X	X			X																	

Parámetros de evaluación		1. OIEA	2. Eventos														3. Reactores Avanzados						
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
3.7.2	Minimización de ciertos riesgos (e.g. inflamabilidad, criticidad, energía almacenada, reactividad), incorporando medidas de seguridad inherentes (e.g. sistemas pasivos).																		X				
3.8	Características de diseño de modificaciones de diseño				X										X								
3.8.1	Diseños adecuadamente verificados				X										X								
3.9	Defensa contra eventos externos, como por ejemplo:	X								X						X							
3.9.1	Impactos accidentales de aeronaves	X														X							
3.9.2	Avalanchas	X														X							
3.9.3	Eventos biológicos	X														X							
3.9.4	Erosión costera	X														X							

		1. OIEA	2. Eventos												3. Reactores Avanzados									
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR		
Parámetros de evaluación																								
3.9.5	Fallos de presas	X														X								
3.9.6	Sequías	X														X								
3.9.7	Interferencias electromagnéticas	X														X								
3.9.8	Fuegos externos	X														X								
3.9.9	Inundaciones externas	X							X							X								
3.9.10	Misiles generados externamente	X														X								
3.9.11	Niebla	X														X								
3.9.12	Incendios forestales	X														X								
3.9.13	Escarcha	X														X								
3.9.14	Granizadas	X														X								
3.9.15	Alta contaminación del aire	X														X								
3.9.16	Temperaturas altas en verano	X														X								
3.9.17	Mareas altas	X														X								
3.9.18	Huracanes / tifones	X														X								

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados						
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR
Parámetros de evaluación																						
3.9.19	Impacto de hielo	X														X						
3.9.20	Accidente en una instalación industrial o militar	X														X						
3.9.21	Deslizamientos de tierra	X														X						
3.9.22	Rayos	X														X						
3.9.23	Bajo nivel en lagos o ríos	X														X						
3.9.24	Baja temperatura en invierno	X														X						
3.9.25	Meteoritos / satélites	X														X						
3.9.26	Acciones militares	X														X						
3.9.27	Accidente en tuberías	X														X						
3.9.28	Precipitación intensa	X														X						
3.9.29	Liberación de productos químicos almacenados in situ	X														X						
3.9.30	Desvíos del río	X														X						
3.9.31	Tormentas de arena	X														X						
3.9.32	Seiches	X														X						
3.9.33	Nieve	X														X						
3.9.34	Hundimiento/ alzamiento del terreno	X														X						

1. OIEA		2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR
Parámetros de evaluación																						
3.9.35	Tormentas solares	X													X							
3.9.36	Marejadas ciclónicas	X													X							
3.9.37	Gases tóxicos	X													X							
3.9.38	Accidentes de transporte	X													X							
3.9.39	Tsunamis	X													X							
3.9.40	Actividad volcánica	X													X							
3.9.41	Olas	X													X							
3.9.42	Terremotos	X													X							

		1. OIEA	2. Eventos												3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR
Parámetros de evaluación																						
	o Márgenes en los cálculos de las bases de diseño;	X							X						X							
	o Márgenes afectados para cálculos <i>best-estimate</i> , e.g. eventos sísmicos;	X																				
	o Determinación de las condiciones de fallo último.	X													X							
3.10	Liberaciones en accidentes severos y respuestas:	X	X			X									X		X	X	X	X	X	
3.10.1	Programas, procedimientos de gestión de accidente severo;	X	X			X						X			X							
3.10.2	Diseño de la contención (e.g., contención doble con revestimiento);	X	X												X		X	X		X		
3.10.3	Diseño del punto de fallo por sobrepresión de contención y penetraciones;	X	X												X							

		1. OIEA	2. Eventos												3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR
Parámetros de evaluación																						
3.10.4	Gestión después de daño al núcleo (e.g., retención en la vasija);	X	X												X		X	X	X	X	X	X
3.10.5	Gestión del hidrógeno (e.g., recombinadores, uso de materiales distintos del Zircalloy);	X	X												X		X	X	X	X	X	X
3.10.6	Venteo filtrado de la contención;	X													X							
3.10.7	Centro de soporte técnico para emergencias:	X													X							
3.10.7.1.	Comunicaciones;	X													X							
3.10.7.2.	Habitabilidad;	X													X							
3.10.7.3.	Suministro eléctrico.	X													X							
3.10.8	Grado de implantación de las DEC en el diseño inicial y análisis de BDBA														X							
3.11	Pruebas de equipos relacionados con la seguridad y requisitos de mantenimiento.	X	X					X	X	X				X								

Parámetros de evaluación		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
3.12	Clasificación de los componentes y requisitos de calidad asociados.	X																					
3.13	Dependencia de la energía fuera del emplazamiento.	X							X			X			X								
3.14	Alcance, madurez y resultados de la evaluación probabilística de la seguridad (PSA). E.g. Frecuencias de daño al núcleo, frecuencias de liberaciones dentro de contención, frecuencias de liberaciones fuera de contención, cálculos de consecuencias de liberaciones (e.g. dosis), etc	X					X							X			X	X	X	X	X		
3.14.1	Comparaciones de sucesos iniciadores;	X					X																
3.14.2	Eventos internos;	X					X																
3.14.3	Evaluaciones de fuego;	X					X																
3.14.4	Análisis de eventos externos;	X					X																
3.14.5	Grado en que el riesgo está dominado por un único evento (e.g., pérdida de energía fuera del sitio).	X					X																

Parámetros de evaluación		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados									
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR			
3.15	Márgenes de seguridad frente a requisitos deterministas, por ejemplo:	X	X			X																			
3.15.1	Márgenes del reactor, en cuanto a características neutrónicas, térmicas, mecánicas y termohidráulicas.	X	X			X																			
3.15.2	Márgenes en los componentes frente a sobrepresiones y fatiga.																								
3.16	Arquitectura de lógica de control y protección de planta.	X																							
3.17	Disposiciones para garantizar un alto nivel de seguridad:	X													X										
3.17.1	Interfaz hombre-máquina y diseño de instrumentación y control (I&C);	X					X																		

		1. OIEA	2. Eventos												3. Reactores Avanzados								
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
3.17.2	Vida de diseño de la planta y provisiones de sustitución de sistemas relacionados con la seguridad, así como componentes con vida útil prevista más corta;	X													X								
3.17.3	Disposiciones en el diseño para la estabilidad y capacidad de mantenimiento de sistemas y componentes de seguridad, en particular durante la operación a potencia.	X																					
3.17.4	Requisitos de calificación de sistemas y componentes de seguridad.	X																					
3.18	Debida consideración de la ingeniería de factores humanos (incluyendo la accesibilidad a los equipos después de un accidente).	X					X									X							

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
3.19	Suministro adicional de combustible y agua para los generadores Diésel, al sistema de agua de alimentación de emergencia y al sistema de reposición al sistema primario.	X													X								
3.20	Integración de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento con el Estudio Final de Seguridad y los Análisis Probabilistas de la Seguridad (PSA).	X	X			X																	
3.21	Exhaustividad e integración completa de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), el Estudio Final de Seguridad y los Análisis Probabilistas de la Seguridad (PSA).	X	X			X																	
4	Grado de madurez de la tecnología	X																					X

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
4.1	Experiencia operativa en el diseño	X																					
5	Simplificación	X	X			X												X					X
6	Operabilidad, inspección, mantenimiento y fiabilidad	X	X	X			X	X		X	X	X		X	X	X							
6.1	Procedimientos para operación normal		X				X				X												
6.2	Procedimientos para operación en emergencia		X				X					X			X								
6.3	Gestión adecuada de la calidad del proceso de mantenimiento, y en operación; incluye márgenes de operación, fiabilidad de sistemas de control, impacto de intervenciones humanas incorrectas, calidad de la documentación, calidad del entrenamiento, etc.			X				X		X	X			X		X							
7	Evaluaciones de los sistemas y componentes principales	X	X	X		X	X					X		X									

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
7	Evaluaciones de los sistemas y componentes principales	X	X	X		X		X					X		X								
7.1	NSSS (Nuclear steam supply systems)	X	X			X							X		X								
7.2	Balance of plant (BOP) systems	X		X				X															
7.2.1	Protección contra incendios	X		X				X															
7.3	I&C systems	X																					
8	Protección radiológica	X																					
9	Impacto ambiental	X																					
10	Transferencia tecnológica y soporte técnico	X	X	X	X	X		X				X	X	X	X	X							
10.1	Capacidad de soporte técnico proporcionada o transferida por parte del titular de la tecnología.	X											X			X							

		1. OIEA	2. Eventos												3. Reactores Avanzados											
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR				
Parámetros de evaluación																										
10.2	Transferencia de las herramientas y la tecnología que desarrolla, comprende y da soporte a las bases de diseño.	X		X																						
10.3	Programas de apoyo técnico o operacional disponibles a través de contactos del propietario o del operador.	X	X			X	X		X			X			X	X										
10.4	Programas de apoyo técnico o operacional disponibles a través de los contactos del titular de la tecnología:	X	X			X	X		X						X	X	X									
10.4.1.	Instalaciones gestionadas por entidades públicas con experiencia o grupos de propietarios disponibles para el soporte técnico;	X			X																					
10.4.2.	Otros grupos de apoyo regulatorios, o con afinidad operativa;	X										X			X											
10.4.3.	Programas de grupos de apoyo a la industria específicos al diseño - a través de WANO, INPO, EUR, EPRI.	X	X	X	X	X	X		X			X			X	X	X									

		1. OIEA	2. Eventos													3. Reactores Avanzados							
		NP-T-1.10	Chernobyl	Greifswald	Kozloduy	Leningrado	TMI	Browns Ferry	Davis Besse	Le Blayais	Vandellós II	Ascó I	Saint-Laurent-Des-Eaux	Vandellós I	Pickering A	Fukushima	Mihama	EPR	AP1000	APR1400	VVER-1200	ABWR	
Parámetros de evaluación																							
10.5	Instalaciones o activos que pueden ser utilizados por organizaciones de apoyo técnico.	X		X																			
10.6	Facilidad para el soporte técnico, como el idioma local, la presencia regional y los recursos del programa.	X																					
11	Fabricación y construcción						X																
11.1	Importancia de la calidad en el proceso de fabricación y de construcción, así como la calidad de los materiales						X																
12	Cultura de Seguridad		X	X	X	X	X	X	X	X	X			X	X	X							
12.1	Gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño		X	X	X	X	X	X	X	X	X			X	X	X							

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)
Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

Noviembre 2017
20809 / IIT-002 v. 0B

No se permite la reproducción total o parcial de este documento, ni su incorporación a un sistema informático, ni su transmisión en cualquier forma o por cualquier medio, sea éste electrónico, mecánico, por fotocopia, por grabación u otros métodos, sin el permiso previo y por escrito de. IDOM, CONSULTING, ENGINEERING, ARCHITECTURE, S.A.U.

Copyright © 2017, IDOM CONSULTING, ENGINEERING, ARCHITECTURE, S.A.U



Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Redactado:	Revisado:	Aprobado:
<i>Firma</i> 	<i>Firma</i> 	<i>Firma</i>
<i>Nombre</i> Daniel López (DLS) Carolina Labarta (CLC)	<i>Nombre</i> Gabriel Esteban (GEL)	<i>Nombre</i> Gabriel Esteban (GEL)
<i>Fecha</i> 07/11/2017	<i>Date</i> 10/11/2017	<i>Date</i> 10/11/2017

<i>Área</i>	<i>Encargo</i>	<i>Informe</i>	<i>Versión</i>	<i>CD</i>
NS	20809	IIT-002	0B	07.03

En blanco intencionadamente

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

TABLA DE VERSIONES

<i>Versión</i>	<i>Fecha</i>	<i>Objeto de la versión</i>
0A	10-2017	Versión inicial
0B	11-2017	Inclusión de comentarios CCHEN

MODIFICACIONES RESPECTO A LA VERSIÓN ANTERIOR

Revisión 0B <ul style="list-style-type: none">- Apartado 5: Inclusión en el apartado metodológico de la priorización de acciones.- Apartado 7: inclusión de matrices de priorización de acciones y responsables.

LISTA DE PENDIENTES

<i>No.</i>	<i>Apartado</i>	<i>Descripción</i>
N/A	N/A	N/A

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

En blanco intencionadamente

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

ÍNDICE DE CONTENIDO

1.	INTRODUCCIÓN Y ANTECEDENTES.....	1
2.	OBJETIVO	2
3.	ALCANCE DE LOS TRABAJOS	3
4.	DATOS DE PARTIDA	4
5.	METODOLOGÍA.....	5
6.	RESULTADOS DE LA EVALUACIÓN. CONCLUSIONES.....	6
6.1.	CONCLUSIONES	6
7.	PLAN DE ACCIÓN.....	9
8.	REFERENCIAS	14

ANEXO 1 – EVALUACIÓN DE REQUISITOS.

ANEXO 2 – PLAN DE ACCIONES. DESCRIPCIÓN DE ACCIONES.

ANEXO 3 – DOCUMENTACIÓN DE PARTIDA

ANEXO 4 – ENTREVISTAS

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1 – Matriz de Eisenhower	11
Tabla 2 – Matriz de Responsables y Plazos	13

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1 – Fases consideradas por la OIEA en SSG-16 [1]	12
---	----

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS Y SIGLAS

ARCAL	Acuerdo Regional de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y la Tecnología Nucleares en América Latina y el Caribe
BOP	<i>Balance of Plant</i>
CCHEN	Comisión Chilena de Energía Nuclear
CEN	Centro de Estudios Nucleares
CENP	Comité de Energía Nuclear de Potencia
CNE	Comisión Nacional de Energía
CONICYT	Comisión Nacional de Investigación Científica y Tecnológica
CONSER	Comisión de Seguridad en Emergencias Radiológicas
CORFO	Corporación de Fomento de la Producción
CPF	<i>Cooperative Programme Framework</i>
CREDEN	Comisión para la Resiliencia frente a Desastres de Origen Natural
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
DOE	<i>Department of Energy of the United States</i>
EAE	Evaluación Ambiental Estratégica
EIA	Estudio de Impacto Ambiental
EIRA	Estudio de Impacto Radiológico Ambiental
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
GDI	Grupo de Interés
GNL	Gas Natural Licuado
I&C	Instrumentación y Control

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

I+D+i	Investigación, Desarrollo, Innovación
IBEROAM	Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares
INIR	<i>Integrated Nuclear Infrastructure Review</i>
INSServ	<i>International Nuclear Security Advisory Service</i>
INSSP	<i>Integrated Nuclear Security Support Plan</i>
IPPAS	<i>International Physical Protection Advisory Service</i>
IRCP	<i>International Commission for Radiological Protection</i>
LANENT	Red Latinoamericana para la Educación en Tecnología Nuclear
MAED	<i>Model for Analysis of Energy Demand</i>
MAN	Materiales Atómicos Naturales
MESSAGE	<i>Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts</i>
MIN	Materiales de Interés Nuclear
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NUSIMS	<i>Nuclear Security Information Management System</i>
OCTRI	Oficina de Cooperación Técnica y Relaciones Internacionales
OIEA (IAEA)	Organismo Internacional de la Energía Atómica
ONEMI	Oficina Nacional de Emergencia del Ministerio del Interior
ORPAS	<i>Occupational Radiation Protection Appraisals</i>
PDI	Policía de Investigaciones
PNP	Programa Nuclear de Potencia
RAIS	<i>Regulatory Authority Information System</i>
RECH	Reactor Nuclear Experimental Chileno
SAAP	<i>Safety Assessment Advisory Programme</i>
SAET	<i>Safety Assessment Education and Training Programme</i>
SAMU	Servicio de Salud Metropolitano
SEA	Sistema Eléctrico de Aysén
SEC	Superintendencia en Electricidad y Combustibles
SEM	Sistema Eléctrico de Magallanes
SEPRO	Sección de Protección Radiológica Operacional

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

SEREMI	Secretaría Regional del Ministerio
SIC	Sistema Interconectado Central
SING	Sistema Interconectado Norte Grande
STUK	Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia
UN	<i>United Nations</i>
WANO	<i>World Association of Nuclear Operators</i>
WNA	<i>World Nuclear Association</i>
WNU	<i>World Nuclear University</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

1. INTRODUCCIÓN Y ANTECEDENTES

La Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) es el organismo técnico del Gobierno de Chile encargado de atender los problemas relacionados con la producción, adquisición, transferencia, transporte y uso pacífico de la energía atómica y de los materiales fértiles, fisionables y radiactivos, así como de regular, fiscalizar y controlar las instalaciones nucleares y radiactivas en el país.

La CCHEN impulsa y gestiona una plataforma tecnológica nuclear, consistente en dos reactores nucleares experimentales (RECH) y un ciclotrón, que da servicio a áreas como: medicina, minería, agricultura, ambiente e industria. La CCHEN, en su calidad de organismo asesor del estado en materias relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear y en particular de asesor en materias de la generación de energía eléctrica en base a la energía nuclear, ha recibido el mandato de liderar el desarrollo de los estudios requeridos para que, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional, la energía nuclear de potencia pueda ser considerada dentro de las posibles opciones para la matriz energética. Actualmente, Chile se encuentra en un estadio preliminar de desarrollo, previo al inicio de las Fases consideradas por el OIEA [1]. En este contexto, surge la necesidad de realizar estudios que aborden las preocupaciones fundamentales de la ciudadanía con respecto al uso de este tipo de tecnología, siendo una de las más relevantes la seguridad en la implementación y la operación de una central nuclear de potencia.

Para abordar este proceso, IDOM ha sido adjudicado, mediante la licitación referencia ID: 872-19-LP17 “Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear”, con el objeto de identificar las condiciones de infraestructura nacional necesaria en materia de seguridad, si se optara por un programa nuclear de potencia en el país, considerando las últimas mejoras en los estándares internacionales. Esta licitación se divide en dos tareas: (1) estudio sobre el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad (OE1) y (2) estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2). El presente informe surge como resultado de la segunda de las tareas indicadas.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

2. OBJETIVO

El objetivo del presente informe consiste en identificar brechas nacionales y propuestas de acción en materias de seguridad. Para ello se realiza:

- Levantamiento de capacidades técnicas, administrativas, infraestructura e institucionalidad que están actualmente instaladas en el país en materia de seguridad y gestión de riesgos.
- Identificación de las brechas existentes entre las capacidades técnicas, administrativas, infraestructura e institucionalidad del país y las condiciones necesarias que se deberían tener para abordar un programa nuclear de potencia de forma segura.
- Proposición de un plan de acción que permita abordar las brechas identificadas.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

3. ALCANCE DE LOS TRABAJOS

La evaluación realizada en el presente informe se ha llevado a cabo respecto a los siguientes elementos (conforme a las recomendaciones de la OIEA en la guía *Establishing the Safety Infrastructure for a Nuclear Power Programme* No. SSG-16 [1]).

1. Política y estrategia nacional en pos de la seguridad
2. Régimen de seguridad nuclear global
3. Marco legal
4. Marco regulatorio
5. Transparencia
6. Financiación
7. Organizaciones y contratistas externos de soporte
8. Liderazgo y gestión para la seguridad
9. Desarrollo de recursos humanos
10. Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
11. Protección radiológica
12. Evaluación de seguridad
13. Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
14. Preparación y respuesta ante emergencias
15. Organización operadora de la planta
16. Selección y evaluación de emplazamientos
17. Seguridad del diseño
18. Preparación para la puesta en marcha
19. Seguridad en el transporte
20. Interfase con la seguridad nuclear

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

4. DATOS DE PARTIDA

La documentación provista por la CCHEN para la realización del presente estudio se encuentra en el **Anexo 3**.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

5. METODOLOGÍA

El proceso de análisis ha consistido en los siguientes pasos:

Proceso de levantamiento del estado actual

Se han analizado de forma individualizada cada uno de los 20 requisitos establecidos en la SSG-16 [1] de la OIEA. Los requisitos analizados y las condiciones en las que se subdivide cada uno, se establecen en el apartado Condición de las respectivas fichas del **Anexo 1**. Derivado de cada Condición se han extraído las evidencias, características o estados que cercioran el cumplimiento con la Condición, y que se indican en el apartado Bases de Evaluación de cada ficha del **Anexo 1**.

Para el levantamiento del estado y capacidades actuales se ha consultado la documentación de partida facilitada por la CCHEN (ver **Anexo 3**), así como consultado otras fuentes oficiales. Para la caracterización en detalle del estado así como la resolución de cuestiones se han realizado sesiones de entrevistas con el personal relevante. El contenido de estas entrevistas se incluye en el **Anexo 4**.

Proceso de definición del Plan de acción

Tras este proceso de caracterización, se han determinado aquellas brechas en las que se considera que Chile debe enfocar el desarrollo de acciones futuras de cara a continuar con el lineamiento con los estándares de la OIEA.

Como respuesta a las brechas detectadas en cada Condición, se han formalizado acciones individuales con el fin de conformar un plan de acción para abordar dichas áreas de mejora en las siguientes etapas. Cada Condición del **Anexo 1** se ha vinculado con aquellas acciones que le dan respuesta. El listado completo de acciones resultantes se ha recogido en el Apartado 7. Adicionalmente, se ha considerado la priorización de las acciones teniendo en cuenta la importancia, plazos y responsables de resolución de las mismas. Para ello, se ha hecho uso de la experiencia de IDOM, siguiendo las directrices de la OIEA (ver figuras 3 y 4 de SSG-16 [1]).

En el **Anexo 2** puede encontrarse el desarrollo de cada acción, incluyendo una propuesta de resolución. Para dicha propuesta, se ha utilizado siempre como base la experiencia de la industria, del mismo modo que se ha hecho uso de estándares internacionales del sector nuclear, así como directrices contrastadas dentro de la industria.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

6. RESULTADOS DE LA EVALUACIÓN. CONCLUSIONES.

La evaluación de cada condición perteneciente a los requisitos establecidos en la SSG-16 [1] se documenta en el **Anexo 1** del presente documento.

6.1. CONCLUSIONES

La realización del presente estudio ha resuelto la caracterización del estado actual de infraestructuras de que Chile dispone, así como para el establecimiento de acciones de cara a situar a Chile en posición de tomar una decisión formada e informada sobre la viabilidad, desde el punto de vista de la seguridad, de lanzar un programa nuclear de potencia.

Durante la realización del presente estudio ha podido contrastarse que el estadio de avance de Chile sobre la Fase 1 de los lineamientos establecidos por la OIEA es significativo. Las actividades que actualmente la CCHEN realiza en materia de investigación y desarrollo, protección radiológica y formación, suponen una base sólida a partir de la cual el país está construyendo las infraestructuras de seguridad necesarias para situarse en la mejor de las posiciones para la toma de decisión. La operación de sus reactores experimentales, el desarrollo de base legislativa y, de forma especial, la involucración del país en la cooperación internacional mediante la formación cruzada y el establecimiento de convenios multilaterales se presentan como puntos fuertes en el proceso.

En el contexto de seguridad en el que se mueven los lineamientos de la OIEA, el presente estudio ha identificado las siguientes áreas que requieren especial desarrollo para continuar con el establecimiento de una estructura fundamentada en la seguridad, independientemente de la decisión final tomada:

- El desarrollo y capacitación de los recursos humanos es de vital importancia en el establecimiento de un contexto de seguridad, ya sea para el desarrollo de un programa de núcleo-electricidad o para la continuación de las actividades actuales de Chile. En este contexto y etapa en la que Chile se encuentra, es necesario notar que el proceso debe partir de un compromiso en el alto nivel gubernamental. El número de personas participantes en las fases iniciales del proceso de lanzamiento de un PNP es reducido, por lo que debe promoverse que dichos perfiles tengan un elevado conocimiento y compromiso con la seguridad que puedan transmitir a aquellas personas y organizaciones que gradualmente vayan incorporándose al proyecto. En este sentido, en el presente informe se resalta la importancia de que el gobierno de Chile establezca, garantice y mantenga los recursos humanos y económicos necesarios para el Grupo encargado del desarrollo del PNP.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- También en materia de recursos humanos, Chile se encuentra en el estadio de profundizar en los requerimientos que tendrán las actividades y organizaciones encargadas de desarrollar y mantener un potencial PNP. Es por ello que en el presente estudio remarca la necesidad de dimensionar el personal e identificar las cualificaciones y capacitaciones necesarias de forma prospectiva. Con el fin de no comprometer los criterios de seguridad en ninguna etapa del proceso, se debe garantizar que cada organización y grupo participante en el proceso disponga de personal y financiamiento suficiente para que la seguridad nunca se encuentre en cuestión frente a otras condiciones de contorno. Adicionalmente, el presente informe resalta la importancia de la formación y capacitación, en la cual la CCHEN ya se encuentra trabajando activamente, como principal vector transmisor de la Cultura de Seguridad.
- La elevada importancia de la aceptabilidad social en el proceso de toma de decisión sitúa el compromiso con la opinión pública y los grupos de interés entre las principales áreas de desarrollo dada la fase en la que se encuentra Chile. Los estudios de opinión realizados hasta la fecha han arrojado las claves sobre las que debe fundamentarse un programa de comunicación orientado a la transmisión objetiva de los riesgos y beneficios de la producción núcleo-eléctrica. Adicionalmente a estos temas, el presente estudio hace hincapié en la necesidad de dar a conocer cómo la CCHEN, mediante las actividades que realiza y los criterios de seguridad que pone en práctica, está contribuyendo al desarrollo tecnológico y social de Chile.
- Como hito relevante, se hace especial hincapié en la formalización un organismo regulador independiente. Principalmente en las fases iniciales, el organismo regulador supone una pieza clave en el establecimiento de los pilares de seguridad del programa nuclear. La falta de independencia del organismo con respecto al gobierno u otros estamentos, o a actividades (como la promoción) pueden poner en cuestión los criterios de seguridad que se aplican en la regulación y fiscalización aplicada por este organismo. Durante la realización del presente informe se ha comprobado que Chile ha identificado este paso como mandatorio y está trabajando en ello.
- Como procedimiento paralelo, se hace hincapié en el establecimiento de organización(es) de soporte técnico para apoyar las labores del regulador y otros organismos.
- La cooperación internacional ha sido un área especialmente trabajada por Chile, y en especial por la CCHEN. Mediante el intercambio de conocimiento con expertos se ha continuado con la capacitación en materia de planificación y respuesta ante emergencias. Tras este proceso, se considera a Chile en posición de proceder a la

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

formalización de los planes de emergencia radiológica para integrarlos dentro del Plan Nacional de Protección Civil.

- Si bien la selección de emplazamientos ha sido postergada, en el caso de Chile, a un estadio posterior a la toma de decisión acerca del lanzamiento de un potencial programa nuclear de potencia, es necesario que el país inicie el establecimiento de criterios con los que se evaluarán. Así mismo, la recogida de datos para la toma de decisión es un proceso intensivo y con un marco temporal considerable, por lo que en el presente informe se resalta la necesidad de iniciar la recogida de datos y la realización de prospecciones acerca de potenciales áreas para el emplazamiento de una planta nuclear de potencia.

En el presente informe se han propuesto aquellas acciones orientadas a potenciar el desarrollo actual de cara a una convergencia con los estándares internacionales y la experiencia presente en la industria nuclear.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

7. PLAN DE ACCIÓN

A continuación se lista la propuesta de acciones resultantes de la evaluación realizada en el **Anexo 1**. El detalle de la descripción, expectativa y referencias de cada una de ellas puede encontrarse en el **Anexo 2** del presente documento.

REQUISITO	CÓDIGO	ACCIÓN
1 - Política y estrategia nacional en pos de la seguridad	A-01-001	Comunicación explícita del Gobierno de consideración de la energía nuclear como alternativa en el mix energético. Mandato explícito de continuar con el desarrollo de la evaluación de la infraestructura de seguridad.
1 - Política y estrategia nacional en pos de la seguridad	A-01-002	Provisión explícita de recursos económicos y personales para el Grupo encargado del levantamiento de capacidades, evaluación y desarrollo de infraestructura nuclear de seguridad de cara a la toma de decisión.
1 - Política y estrategia nacional en pos de la seguridad	A-01-003	Realización de estudio de Riesgo - Beneficio de la inclusión de la energía nuclear de potencia en el mix energético de Chile.
2 - Régimen de seguridad nuclear global	A-02-001	Evaluar la necesidad de adherirse a otros tratados internacionales adicionales.
2 - Régimen de seguridad nuclear global	A-02-002	Establecer planes específicos de diálogo con países vecinos sobre un potencial PNP chileno.
2 - Régimen de seguridad nuclear global	A-02-003	Establecer planes específicos de diálogo con países que se encuentran en situación similar o en estado más avanzado de PNP, para tratar sobre un potencial PNP chileno.
3 - Marco legal	A-03-001	Cierre de brechas identificadas en marco legal.
3 - Marco legal	A-03-002	Adaptación de la legislación nacional a la estrategia de autorización de instalaciones nucleares seleccionada
4 - Marco regulatorio	A-04-001	Formalizar organismo regulador independiente.
4 - Marco regulatorio	A-04-002	Definición de estructura y requerimientos de personal para el regulador en un PNP.
4 - Marco regulatorio	A-04-003	Definición de recursos financieros necesarios para el regulador en un PNP.
4 - Marco regulatorio	A-04-004	Levantamiento de capacidades e identificación de los directivos superiores que conformarán el organismo regulador.
5 - Transparencia	A-05-001	Definición de una estrategia comunicativa con el fin de formar e informar al público acerca de la energía nuclear y el contexto energético.
5 - Transparencia	A-05-002	Identificación del proceso que se utilizará para tener en cuenta la opinión pública y de los grupos de interés para el proceso de toma de decisión.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

REQUISITO	CÓDIGO	ACCIÓN
6 - <i>Financiación</i>	A-06-001	Definir estrategia de financiación para el PNP.
7 - <i>Organizaciones y contratistas externos de soporte</i>	A-07-001	Diálogos con empresas del sector y conglomerados de empresas.
7 - <i>Organizaciones y contratistas externos de soporte</i>	A-07-002	Estudio de las alternativas de contrato más convenientes para un PNP en Chile.
7 - <i>Organizaciones y contratistas externos de soporte</i>	A-07-003	Definición de una estrategia de participación de la industria nacional e internacional.
7 - <i>Organizaciones y contratistas externos de soporte</i>	A-07-004	Estudio de necesidades financieras para impulsar industria y creación de organizaciones de soporte técnico.
8 - <i>Liderazgo y gestión para la seguridad</i>	A-08-001	Desarrollo de un Sistema de Gestión.
9 - <i>Desarrollo de recursos humanos</i>	A-09-001	Desarrollo de recursos humanos para el PNP.
9 - <i>Desarrollo de recursos humanos</i>	A-09-002	Definición de estrategia para la creación, atracción y retención de talento.
9 - <i>Desarrollo de recursos humanos</i>	A-09-003	Estudio de instituciones y centros formativos que pueden dar soporte al desarrollo de recursos humanos en un potencial PNP.
10 - <i>Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad</i>	A-10-001	Desarrollo de planes nacionales de Investigación.
10 - <i>Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad</i>	A-10-002	Financiación para labores de investigación en materia de seguridad nuclear.
10 - <i>Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad</i>	A-10-003	Identificación de recursos humanos para labores de investigación en materia de seguridad nuclear.
11 - <i>Protección radiológica</i>	A-11-001	Determinación de modificaciones Legales y Regulatorias derivadas de un PNP.
11 - <i>Protección radiológica</i>	A-11-002	Realización de estudio de impacto radiológico ambiental preliminar.
12 - <i>Evaluación de seguridad</i>	A-12-001	Desarrollo y comprensión de cómo se aplican y desarrollan las Evaluaciones de Seguridad en la industria nuclear.
13 - <i>Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento</i>	A-13-001	Evaluación de los costes asociados a la gestión de residuos, combustible gastado, desmantelamiento, fuentes radiactivas y generadores de radiación en desuso.
14 - <i>Preparación y respuesta ante emergencias</i>	A-14-001	Formalización de un Plan Nacional de Emergencias Radiológicas.
14 - <i>Preparación y respuesta ante emergencias</i>	A-14-002	Financiación para mantenimiento de alto nivel en planificación y gestión de emergencias, simulacros, medios técnicos, etc.
15 - <i>Organización operadora de la planta</i>	A-15-001	Definición de la estructura, responsabilidades y funciones del organismo operador.
15 - <i>Organización operadora de la planta</i>	A-15-002	Definición de requerimientos recursos humanos para el organismo operador.
15 - <i>Organización operadora de la planta</i>	A-15-003	Definición de requerimientos financieros para el organismo operador.
15 - <i>Selección y evaluación de emplazamientos</i>	A-15-004	Realización de estudio de impacto ambiental preliminar.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

REQUISITO	CÓDIGO	ACCIÓN
16 - Selección y evaluación de emplazamientos	A-16-001	Desarrollo de procedimiento / normativa que disponga los criterios que el organismo regulador usará para la evaluación y comparación de emplazamientos.
16 - Selección y evaluación de emplazamientos	A-16-002	Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.
17 - Seguridad del diseño	A-17-001	Formación y concienciación en los objetivos de la Seguridad Nuclear asociada al Diseño de las plantas para los participantes en el desarrollo de infraestructuras para un potencial PNP.
17 - Seguridad del diseño	A-17-002	Evaluación de la seguridad relativa al diseño de las tecnologías de centrales existentes y disponibles para un futuro PNP.
17 - Seguridad del diseño	A-17-003	Evaluación de capacidad, disponibilidad, estabilidad y fiabilidad de la red tras la interconexión de los sistemas SING y SIC en una configuración unificada.
20 - Interfases con la seguridad física	A-20-001	Plan de Formación, Concienciación y Refuerzo de la Cultura de Seguridad Nuclear y Física los altos directivos y Gobierno.

A continuación se detalla la priorización de las acciones indicadas anteriormente. Para ello se utiliza una adaptación de la matriz de Eisenhower y una matriz Responsable-Plazo.

Las matrices de Eisenhower se utilizan para relacionar el grado de importancia y el grado de urgencia en la implementación de las acciones establecidas. El resultado para las acciones consideradas es el siguiente:

EISENHOWER	URGENTE	NO URGENTE
ALTA IMPORTANCIA	A-01-001, A-01-002, A-04-001, A-04-004, A-05-001, A-05-002, A-08-001, A-09-002, A-11-002, A-14-001, A-15-004, A-17-003, A-17-002, A-20-001	A-01-003, A-02-002, A-02-003, A-03-001, A-04-002, A-04-003, A-06-001, A-07-004, A-09-001, A-10-001, A-11-001, A-12-001, A-14-002, A-15-001, A-16-002, A-17-001
MEDIA IMPORTANCIA	A-07-001, A-07-002, A-07-003, A-09-003, A-10-002, A-10-003, A-15-002, A-15-003, A-16-001	A-02-001, A-03-002, A-13-001

Tabla 1 – Matriz de Eisenhower

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Del mismo modo, también se identifican aquellas entidades participantes del proceso de desarrollo y establecimiento de un potencial programa nuclear de potencia. La siguiente matriz correlaciona dichos responsables con los plazos esperados de resolución:

- Corto plazo: 1 año.
- Medio plazo: 2-3 años.
- Largo plazo: 5-6 años.

El establecimiento de estos plazos temporales ha sido realizado de forma consistente a los hitos establecidos por la OIEA:

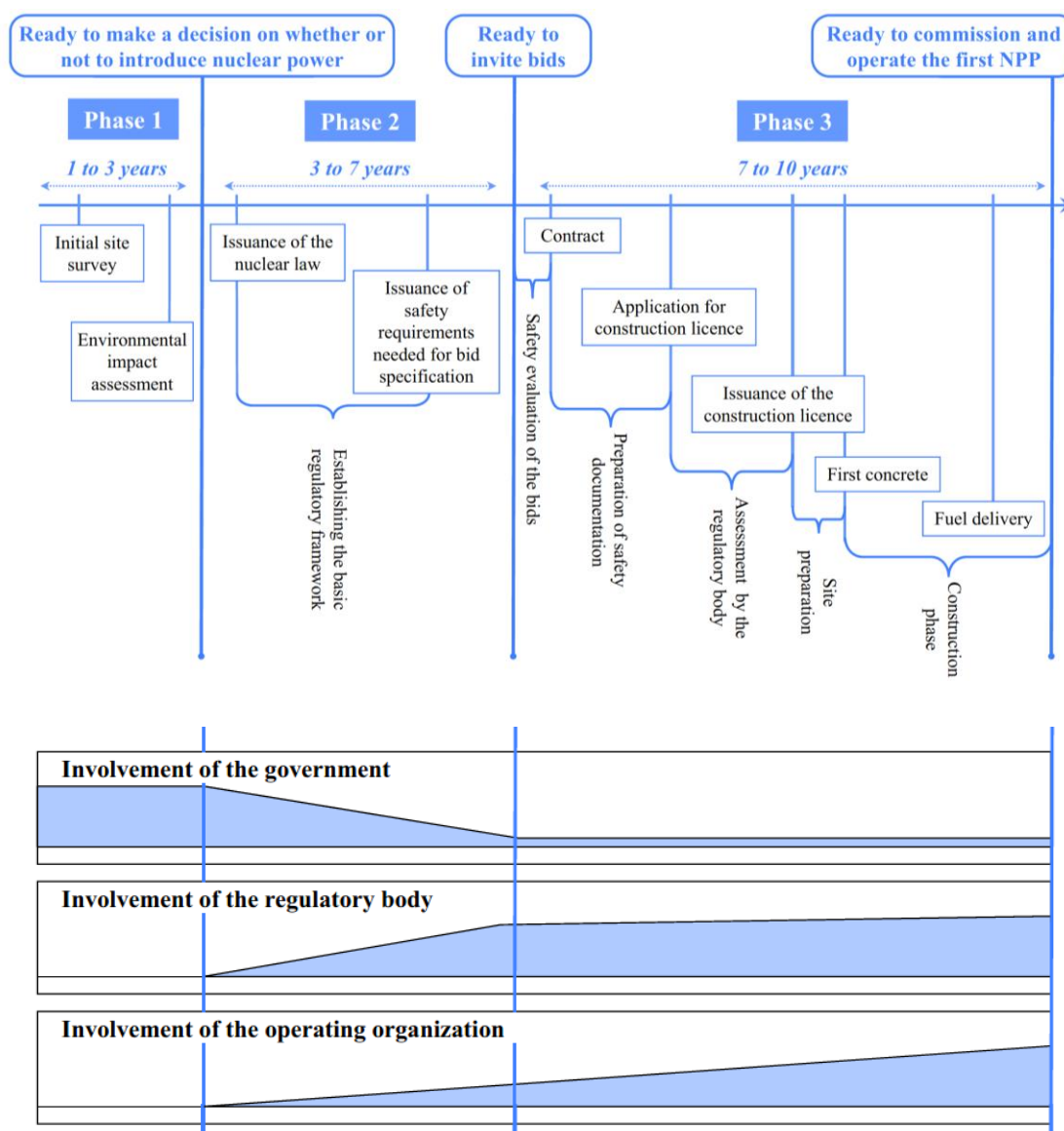


Figura 1 – Fases consideradas por la OIEA en SSG-16 [1]

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Actualmente Chile se encuentra en un estadio preliminar a las fases establecidas por la OIEA. La previsión es poder discutir en 2020 sobre una potencial inclusión de la energía nuclear en el Plan Energético del país. Dados los tiempos considerados por la OIEA, y las condiciones actuales de Chile, lo cual supone un plazo de 6 años (desde la fecha de emisión del presente informe) para el cierre de las acciones y la toma de decisión acerca de apostar o no por un PNP.

Con los rangos temporales establecidos anteriormente, el resultado es el siguiente:

		PLAZO		
		CORTO	MEDIO	LARGO
RESPONSABLE	GOBIERNO	A-01-001, A-01-002, A-04-001, A-05-001, A-05-002, A-08-001, A-09-002, A-11-002, A-14-001, A-15-004, A-17-003, A-17-002, A-20-001	A-01-003, A-02-002, A-02-003, A-03-001, A-06-001, A-07-004, A-09-001, A-09-003, A-10-001, A-11-001, A-12-001, A-14-002, A-15-001, A-15-002, A-16-002, A-17-001	A-02-001, A-07-001, A-07-002, A-07-003, A-10-002, A-10-003, A-13-001, A-15-003
	REGULADOR	A-04-004, A-08-001	A-04-002, A-04-003, A-11-001, A-16-001	A-03-002
	OPERADOR			
	SECTOR EDUCATIVO			
	INDUSTRIA			

Tabla 2 – Matriz de Responsables y Plazos

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

8. REFERENCIAS

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-16 - Establishing the Safety Infrastructure for a Nuclear Power Programme*, (2012).
- [2] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SF-1 - Fundamental Safety Principles*, (2006).
- [3] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY Nº18302. LEY DE SEGURIDAD NUCLEAR*", (1984).
- [4] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY Nº16319. CREA LA COMISION CHILENA DE ENERGIA NUCLEAR*", (1965).
- [5] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO Nº1304. OBJETIVOS Y POLITICAS PARA EL DESARROLLO NUCLEAR CHILENO*", (1983).
- [6] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NG-G-3.1 Rev.1 "Milestones in the Development of a National Infrastructure for Nuclear Power"*, (2015).
- [7] Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, "*Núcleo-electricidad en Chile: Posibilidades, brechas y desafíos*", (2010).
- [8] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO Nº49. CREA GRUPO DE TRABAJO EN NUCLEOELECTRICIDAD*", (2007).
- [9] Grupo de Trabajo en Núcleo-electricidad, "*La opción núcleo-eléctrica en Chile*", (2007).
- [10] Comité de Energía Nuclear de Potencia (CENP), "*Generación núcleo-eléctrica en Chile. Hacia una decisión racional*", (2015).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [11] Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "*Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica*", (2009).
- [12] Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, "*Energía 2050. Política energética de Chile*", (2015).
- [13] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°272. CONVENCION SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR*", (1997).
- [14] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°381. CONVENCION SOBRE LA PRONTA NOTIFICACION DE ACCIDENTES NUCLEARES*", (2006).
- [15] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°8. CONVENCION SOBRE ASISTENCIA EN CASO DE ACCIDENTE NUCLEAR O EMERGENCIA RADIOLÓGICA*", (2005).
- [16] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°148. CONVENCION CONJUNTA SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS*", (2012).
- [17] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°1121. PROMULGA LA CONVENCION SOBRE LA PROTECCION FISICA DE LOS MATERIALES NUCLEARES*", (1994).
- [18] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°132. ENMIENDA DE LA CONVENCION SOBRE LA PROTECCION FISICA DE LOS MATERIALES NUCLEARES*", (2017).
- [19] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°18. CONVENCION DE VIENA SOBRE RESPONSABILIDAD CIVIL POR DAÑOS NUCLEARES*", (1990).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [20] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°797. TRATADO SOBRE LA NO PROLIFERACION DE LAS ARMAS NUCLEARES*", (1995).
- [21] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Revised Supplementary Agreement Concerning the Provision of Technical Assistance by the IAEA (RSA)*, (2017).
- [22] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Status list of political commitment to Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources*, (2017).
- [23] AMEC-Cade, "*Estudio de opciones de ciclo de combustible nuclear*", (2009).
- [24] International Atomic Energy Agency (IAEA),
<https://ola.iaea.org/ola/FactSheets/CountryDetails.asp?country=CL>.
- [25] FORO IBEROAM, <http://www.foroiberam.org>.
- [26] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°561. ACUERDO DE COOPERACIÓN EN EL CAMPO DE LOS USOS PACÍFICOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR ENTRE CHILE Y PARAGUAY*", (1977).
- [27] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°925. ACUERDO DE COOPERACIÓN EN EL CAMPO DE LOS USOS PACÍFICOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR ENTRE CHILE Y URUGUAY*", (1980).
- [28] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°679. CONVENIO SOBRE COOPERACION EN EL CAMPO DE LOS USOS PACIFICOS DE LA ENERGIA NUCLEAR*", (1983).
- [29] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°82. ACUERDO SOBRE INTERCAMBIO DE INFORMACIONES EN MATERIA DE ENERGIA NUCLEAR CON FINES PACIFICOS ENTRE EL GOBIERNO DE LA REPUBLICA DE CHILE Y EL GOBIERNO DE LA REPUBLICA DE COLOMBIA*", (1984).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [30] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°927. COOPERACION EN EL CAMPO DE LOS USOS PACIFICOS DE LA ENERGIA NUCLEAR ENTRE EL GOBIERNO DE LA REPUBLICA DE CHILE Y EL GOBIERNO DE LA REPUBLICA DE GUATEMALA*", (1986).
- [31] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°348. ACUERDO CON ECUADOR SOBRE COOPERACION EN EL CAMPO DE LOS USOS PACIFICOS DE LA ENERGIA NUCLEAR*", (1996).
- [32] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°159. ACUERDO DE COOPERACION EN EL CAMPO DE LOS USOS PACIFICOS DE LA ENERGIA NUCLEAR ENTRE LA REPUBLICA DE CHILE Y LA REPUBLICA FEDERATIVA DEL BRASIL*", (2006).
- [33] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°5. ACUERDO DE COOPERACION PARA LA PROMOCION DE LA CIENCIA Y LA TECNOLOGIA NUCLEARES EN AMERICA LATINA Y EL CARIBE (ARCAL)*", (2006).
- [34] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°681. ACUERDO DE COOPERACIÓN EN LOS USOS PACÍFICOS DE LA ENERGÍA ATÓMICA ENTRE CHILE Y EL REINO UNIDO DE GRAN BRETAÑA E IRLANDA DEL NORTE*", (1969).
- [35] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°377. ACUERDO CON EL REINO DE TAILANDIA SOBRE INTERCAMBIO DE INFORMACION SOBRE ENERGIA NUCLEAR PARA FINES PACÍFICOS*", (1990).
- [36] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°187. CONVENIO ENTRE EL GOBIERNO DE LA REPUBLICA DE CHILE Y EL GOBIERNO DE LA FEDERACION DE RUSIA SOBRE COOPERACION PARA LA UTILIZACION PACIFICA DE LA ENERGIA ATOMICA*", (2006).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [37] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°276. CONVENIO SOBRE COOPERACION EN LOS USOS PACIFICOS DE LA ENERGIA NUCLEAR Y SUS ANEXOS CON COREA*", (2006).
- [38] International Atomic Energy Agency (IAEA), "*IAEA expert mission to Support the self-assessment of Chile national nuclear infrastructure*", (2009).
- [39] Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia (STUK), "*Marco regulador nuclear: Experiencia internacional*", (2009).
- [40] International Atomic Energy Agency (IAEA),
<https://www.iaea.org/technicalcooperation/Home/Highlights-Archive/Archive-2014/09242014-CPF-Chile.html>.
- [41] International Atomic Energy Agency (IAEA), "*Manual de Derecho Nuclear*", (2012).
- [42] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GSR Part 1 Rev.1 "Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad"*, (2017).
- [43] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°302. PLAN NACIONAL DE DESARROLLO NUCLEAR*", (1995).
- [44] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°133. REGLAMENTO SOBRE AUTORIZACIONES PARA INSTALACIONES RADIATIVAS O EQUIPOS GENERADORES DE RADIACIONES IONIZANTES, PERSONAL QUE SE DESEMPEÑA EN ELLAS, U OPERE TALES EQUIPOS Y OTRAS ACTIVIDADES AFINES*", (1984).
- [45] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO LEY N° 2.224. CREA EL MINISTERIO DE ENERGÍA Y LA COMISION NACIONAL DE ENERGIA*", (1978).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [46] Barros & Errázuriz Abogados. Facultad de Derecho Universidad de Chile, *"Estudio requerimientos de adecuaciones del marco legal ante la eventual incorporación de la energía nuclear de potencia"*, (2010).
- [47] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"LEY Nº19880. ESTABLECE BASES DE LOS PROCEDIMIENTOS ADMINISTRATIVOS QUE RIGEN LOS ACTOS DE LOS ORGANOS DE LA ADMINISTRACION DEL ESTADO"*, (2003).
- [48] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO LEY Nº369. CREA LA OFICINA NACIONAL DE EMERGENCIA, DEPENDIENTE DEL MINISTERIO DEL INTERIOR"*, (1974).
- [49] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO Nº156. PLAN NACIONAL DE PROTECCION CIVIL, Y DEROGA DECRETO Nº 155, DE 1977, QUE APROBO EL PLAN NACIONAL DE EMERGENCIA"*, (2002).
- [50] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO Nº87. REGLAMENTO DE PROTECCION FISICA DE LAS INSTALACIONES Y DE LOS MATERIALES NUCLEAR"*, (1985).
- [51] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO LEY Nº.1507"*, (1976).
- [52] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"LEY Nº20936. ESTABLECE UN NUEVO SISTEMA DE TRANSMISIÓN ELÉCTRICA Y CREA UN ORGANISMO COORDINADOR INDEPENDIENTE DEL SISTEMA ELÉCTRICO NACIONAL"*, (2016).
- [53] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO Nº11. FIJA FÓRMULAS TARIFARIAS APLICABLES A LOS SUMINISTROS SUJETOS A PRECIOS REGULADOS QUE SE SEÑALAN, EFECTUADOS POR LAS EMPRESAS CONCESIONARIAS DE DISTRIBUCIÓN QUE SE INDICAN"*, (2017).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [54] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*DECRETO N°2. FIJA PRECIOS DE NUDO PARA SUMINISTROS DE ELECTRICIDAD*", (2017).
- [55] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY N°20928. ESTABLECE MECANISMOS DE EQUIDAD EN LAS TARIFAS DE SERVICIOS ELÉCTRICOS*", (2016).
- [56] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY N°20285. SOBRE ACCESO A LA INFORMACIÓN PÚBLICA*", (2008).
- [57] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), <http://www.cchen.cl/transparencia>.
- [58] Tironi Asociados, "*Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear*", (2009).
- [59] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "*Informe entrevistas en profundidad. Estudio de opinión y estrategia de comunicaciones*", (2016).
- [60] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GSR Part 2 "Leadership and management for safety"*, (2016).
- [61] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GSR Part 3 "Radiation protection and safety radiaon sources: international basic safety standards"*, (2014).
- [62] SENES Consultants Limited. Universidad Adolfo Ibáñez, "*Roles del Estado y el sector privado en la generación núcleo-eléctrica: Experiencia internacional aplicable a Chile*", (2008).
- [63] MZConsulting, "*Cost of nuclear energy in Chile*", (2010).
- [64] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "*Proyectos de gran envergadura*", (2010).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [65] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“Reactores experimentales chilenos”*, (2010).
- [66] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“Programas de fomento de la industria nacional”*, (2010).
- [67] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“Proveedores locales para la industria”*, (2010).
- [68] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“Asociaciones y conglomerados dentro de la industria”*, (2010).
- [69] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“Balance de Gestión Integral Año 2016”*, (2017).
- [70] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“Manual de la Calidad. Sistema de Gestión de la Calidad”*, (2015)..
- [71] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *“PROGRAMA DE FORTALECIMIENTO INSTITUCIONAL PARTICIPATIVO. GRUPO PRODUCTOS Y SERVICIOS”*. (2016).
- [72] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1254 “Training the staff of the regulatory body in nuclear facilities: A competency framework”*, (2001).
- [73] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-G-2.8 “Recruitment qualification and training of personnel for NPP”*, (2002).
- [74] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GS-G-1.1 “Organización y plantilla de personal del órgano regulador para instalaciones nucleares”*, (2006).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [75] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *"PROGRAMA DE FORTALECIMIENTO INSTITUCIONAL PARTICIPATIVO. GRUPO I+D"*. (2016).
- [76] International Atomic Energy Agency (IAEA), *https://cnpp.iaea.org/countryprofiles/Chile/Chile.htm*.
- [77] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO N°3. REGLAMENTO DE PROTECCION RADIOLOGICA DE INSTALACIONES RADIOACTIVAS"*, (1985).
- [78] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *"Capacidades nacionales en materia de protección radiológica"*, (2010).
- [79] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *GR-G-15 "CONTENIDO DEL MANUAL DE PROTECCION RADIOLOGICA OPERACIONAL PARA INSTALACIONES NUCLEARES O RADIOACTIVAS"*, (1989).
- [80] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-R-3 Rev.1 "Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares"*, (2017).
- [81] Acuerdo Regional de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y Tecnología Nucleares en América Latina y el Caribe (ARCAL), *http://www.arcal-lac.org/*.
- [82] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *"Diagnóstico nacional en materia de residuos radiactivos: Estado actual y proyecciones"*, (2010).
- [83] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1508 "Spent fuel management options for research reactors in Latin America"*, (2006).
- [84] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO N°647. CREA COMISIÓN DE SEGURIDAD EN EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS (CONSER)"*, (2015).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [85] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY N°18730. MODIFICA LA LEY N° 18.302, SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR*", (1988).
- [86] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY N°19937. MODIFICA EL D.L. N° 2.763*", (2004).
- [87] International Atomic Energy Agency (IAEA), <https://www.iaea.org/projects/tc/chi9022>.
- [88] Dames & Moore, "*Estudio Sobre Selección de Sitos de Emplazamiento de una Central Nuclear de Potencia*", (1979).
- [89] Departamento de Geología. Universidad de Chile, "*Caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile*", (2009).
- [90] IDOM, IIT-001 "*Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad*", (2017).
- [91] International Atomic Energy Agency (IAEA), SSR-2/1 Rev.1 "*Seguridad de las centrales nucleares: Diseño*", (2017).
- [92] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), GR-G-02 "*CRITERIOS BÁSICOS DE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA*", (1987).
- [93] Comisión Nacional de Energía. Gobierno de Chile, <http://energiaabierta.cne.cl/visualizaciones/capacidad-instalada/>.
- [94] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "*Evaluación del estado de desarrollo de la infraestructura nuclear de Chile*", (2010).
- [95] International Atomic Energy Agency (IAEA), SSR-2/2 "*Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation*", (2016).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [96] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-28 "Commissioning for Nuclear Power Plants"*, (2014).
- [97] International Atomic Energy Agency (IAEA), *TS-G-1.5 "Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material"*, (2009).
- [98] International Atomic Energy Agency (IAEA), *TS-G-1.6 Rev.1 "Schedules of Provisions of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2009 Edition)"*, (2014).
- [99] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO N°12. REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIATIVOS"*, (1985).
- [100] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *NCS-SV-01 "Sistema de contabilidad y control de material nuclear"*.
- [101] NSS2016, <http://www.nss2016.org/document-center-docs/2016/3/31/national-progress-report-chile>.
- [102] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)"*, (1980).
- [103] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NG-T-3.6 "Responsibilities and Capabilities of a NEPIO"*, (2009).
- [104] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-394 "Health and Environmental Impacts of Electricity Generation Systems. Procedures for comparative assessment"*, (1999).
- [105] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"CONVENCIÓN SOBRE INDEMNIZACIÓN SUPLEMENTARIA POR DAÑOS NUCLEARES"*, (1998).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [106] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy of 29th July 1960, as amended by the Additional Protocol of 28th January 1964 and by the Protocol of 16th November 1982 (Convention of Paris)"*.
- [107] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"Convention of 31-Jan-1963 Supplementary to the Paris Convention of 29-Jul-1960, as amended by the additional Protocol of 28-Jan-1964 and by the Protocol of 16-Nov-1982 (Brussels Supplementary Convention)"*-
<https://www.oecd-nea.org/law/nlbrussels.html>.
- [108] International Atomic Energy Agency (IAEA), *"La Convención de Viena de 1997 sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares y la Convención sobre indemnización suplementaria por daños nucleares de 1997. Textos explicativos"*, (2004).
- [109] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1522 "Potential for Sharing Nuclear Power Infrastructure between Countries"*, (2006).
- [110] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-485 "Analysis of Replies to An IAEA Questionnaire on Regulatory Practices in Member States With Nuclear Power Programmes Summary Report"*, (1988).
- [111] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Safety Report 79 "Managing Regulatory Body Competences"*, (2013).
- [112] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1757 "Methodology for the Systematic Assessment of the Regulatory Competence Needs (SARCoN) for Regulatory Bodies of Nuclear Installations"*, (2015).
- [113] International Atomic Energy Agency (IAEA), *DS460 "Draft Safety Guide. Communication and Consultation with interested parties by the regulatory body"*, (2016).
- [114] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NG-T-4.2 "Financing of New Nuclear Power Plants"*, (2008).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [115] International Atomic Energy Agency (IAEA), *TRS353 "Financing Arrangements for Nuclear Power Projects in Developing"*, (1993).
- [116] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *"Normas y Estándares chilenos"*, (2010).
- [117] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NG-T-3.4 "Industrial Involvement to Support a National Nuclear Power Programme"*, (2016).
- [118] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1555 "Managing the First Nuclear power project"*, (2007).
- [119] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GS-G-3.1 "Aplicación del sistema de gestión de instalaciones y actividades"*, (2016).
- [120] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GS-G-3.5 "Sistema de gestión de instalaciones nucleares"*, (2017).
- [121] International Atomic Energy Agency (IAEA), *INSAG-4 "Cultura de Seguridad"*, (1991).
- [122] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1329 "Safety culture in nuclear installations"*, (2002).
- [123] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-1321 "Self-assessment of safety culture in nuclear installations"*, (2002).
- [124] Red Latinoamericana para la Educación en Tecnología Nuclear (LANENT), <http://www.lanentweb.org>.
- [125] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-306 "Guidebook on the Education and training of technicians"*, (1989).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

[126] International Atomic Energy Agency (IAEA), *INSAG-16 "Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety"*, (2003).

[127] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-G-1.13 "Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants"*, (2005).

[128] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-G-4.6 "Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors"*, (2008).

[129] International Atomic Energy Agency (IAEA), *DS427 "Draft Safety Guide on Radiological Environmental Impact Assessment"*, (2016).

[130] United Nations (UN), *"CONVENTION ON ENVIRONMENTAL IMPACT ASSESSMENT IN A TRANSBOUNDARY CONTEXT (Espoo)"*, (1991).

[131] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"DECRETO N°40. REGLAMENTO DEL SISTEMA DE EVALUACIÓN DE IMPACTO AMBIENTAL"*, (2013).

[132] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NG-T-3.11 "Managing environmental impact assessments for construction and operation in NNP programmes"*, (2014).

[133] United Nations (UN), *"CONVENTION ON ACCESS TO INFORMATION, PUBLIC PARTICIPATION IN DECISION-MAKING AND ACCESS TO JUSTICE IN ENVIRONMENTAL MATTERS (AARHUS)"*.

[134] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"LEY N°20417. CREA EL MINISTERIO, EL SERVICIO DE EVALUACIÓN AMBIENTAL Y LA SUPERINTENDENCIA DEL MEDIO AMBIENTE"*, (2010).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

[135] International Atomic Energy Agency (IAEA),
<https://nucleus.iaea.org/sites/gsan/multimedia/saetmultimedia/Pages/Essential-Knowledge.aspx>.

[136] International Atomic Energy Agency (IAEA),
<https://nucleus.iaea.org/sites/gsan/Pages/SAAP.aspx>.

[137] International Atomic Energy Agency (IAEA), *GSR Part 7 "Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency", (2015).*

[138] International Atomic Energy Agency (IAEA), *IAEA-TECDOC-718 "Plan modelo nacional de respuesta de emergencia para accidentes radiológicos", (2000).*

[139] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-G-2.4 "Operating Organization for NPP", (2001).*

[140] American Nuclear Society, *ANSI/ANS-3.1-2014 "Selection, Qualification, and Training of Personnel for Nuclear Power Plants", (2014).*

[141] Nuclear Regulatory Commission (NRC), *RG 1.8 Rev. 3 "QUALIFICATION AND TRAINING OF PERSONNEL OF NPP", (2000).*

[142] Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), *IS-12 "Instrucción de Seguridad. Requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia en centrales nucleares", (2007).*

[143] Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia (STUK), *YVL 1.7 "Functions important to nuclear power plant safety, and training and qualification of personnel", (1992).*

[144] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, *"LEY Nº19300. LEY SOBRE BASES GENERALES DEL MEDIO AMBIENTE", (1994).*

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

- [145] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-35 - Site survey and site selection for nuclear installations*, (2015).
- [146] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-18 "Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations"*, (2011).
- [147] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-G-3.1 "External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants"*, (2002).
- [148] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-9 Seismic Hazard in Site Evaluations for Nuclear Installations*, (2010).
- [149] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-G-3.6 "Geotechnical aspects of site evaluation and foundations for Nuclear Power Plants"*, (2004).
- [150] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-21 "Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations"*, (2012).
- [151] Nuclear Regulatory Commission (NRC), *NUREG-1407 "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities"*, (1991).
- [152] Nuclear Regulatory Commission (NRC), *NUREG/CR-5042 "Evaluation of external hazards to nuclear power plants in the United States: Other external events"*, (1987).
- [153] Nuclear Regulatory Commission (NRC), *NUREG/CR-2300 "PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants"*, (1983).
- [154] American Nuclear Society, *ANSI/ANS-2.12 "Guidelines for combining natural and external man-made hazards at power reactor sites"*, (1978).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

[155] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NS-R-1 "Seguridad de las centrales nucleares: Diseño"*, (2004).

[156] International Atomic Energy Agency (IAEA), *NG-T-3.8 "Electric grid reliability and interface with NPP"*, (2012).

[157] International Atomic Energy Agency (IAEA), *INSAG-24 "The Interface Between Security and Safety at NPP"*, (2010).

[158] Comisión asesora para el desarrollo eléctrico (CADE), *"Comisión asesora para el desarrollo eléctrico"*, (2011).

[159] SYSTEP Ingeniería y diseños, *"Análisis y propuesta de regulación núcleo-eléctrica"*, (2009).

[160] Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, *"Nuclear electricity in Chile: Possibilities, gaps and challenges"*, (2010).

[161] Barros & Erráuriz Abogados. Facultad de Derecho Universidad de Chile, *"Estudio requerimientos de adecuaciones del marco legal ante la eventual incorporación de la energía nuclear de potencia. Resumen ejecutivo"*, (2010).

[162] Tironi Asociados, *"Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear. Resumen ejecutivo"*, (2009).

[163] Comisión para la Resiliencia frente a Desastres de Origen Natural (CREDEN), *"Hacia un Chile resiliente frente a desastres: una oportunidad"*, (2016).

[164] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), *"7th national report related to the Convention on Nuclear Safety"*, (2016).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

[165] Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "*National report related to the Convention on Nuclear Safety*", (1999).

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

En blanco intencionadamente

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

ANEXO 1

Evaluación de Requisitos

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 1. El gobierno debe considerar los elementos necesarios de una política y estrategia nacionales para la seguridad, para cumplir con el objetivo fundamental y los principios de seguridad establecidos en los Safety Fundamentals de la OIEA [2].</p> <p>Para ello, se requiere la identificación de dichos los elementos necesarios y cómo éstos han sido tomados en consideración en el proceso de toma de decisión hacia el uso de la energía nuclear, incluyendo aquellos relacionados con el Principio 4 de los fundamentos de seguridad [2]: “Aquellas instalaciones y actividades que supongan un aumento en los riesgos por radiación deben demostrar que suponen un beneficio en su globalidad”.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - El gobierno entiende los requerimientos de la seguridad nuclear de acuerdo con los estándares de seguridad internacionales. - Se realiza una evaluación basada en los elementos identificados como necesarios en una política y estrategia nacionales para la seguridad así como en el balance entre riesgos y beneficios, que formará parte del proceso de toma de decisión.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>La Ley de Seguridad Nuclear nº 18302 [3], vigente en Chile desde 1984, tiene por objeto proveer a la protección de la salud, la seguridad y el resguardo de las personas, los bienes y el medio ambiente de los daños que las actividades relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear puedan provocar. Ello demuestra el compromiso del Estado con la seguridad. La CCHEN, en tanto que institución delegado [4] por el Gobierno para atender los asuntos relacionados con la radiación, es la entidad responsable de la supervisión de la seguridad nuclear.</p> <p>En el marco del Programa de Desarrollo Nuclear [5], durante las últimas décadas se han realizado avances en el estudio y formalización de los elementos necesarios para el adecuado cumplimiento con las recomendaciones establecidas por la OIEA. En las evaluaciones de los requisitos tanto de la NG-G-3.1 [6] como de la SSG-16 [1] (que conforma el presente informe) el Gobierno ha analizado cada elemento, por vía de la CCHEN y estableciendo las correspondientes acciones de mejora, de cara a situar al país en el mejor contexto informativo. Los elementos fundamentales considerados para la prospección del uso de la energía nuclear en el país:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Responsabilidad por la seguridad. - Rol del Gobierno. - Liderazgo y gestión en pos de la seguridad. - Justificación de las instalaciones y actividades nucleares. - Optimización de la protección. - Limitación del riesgo a los individuos - Protección de las presentes y futuras generaciones. - Prevención de accidentes. - Preparación y respuesta ante emergencias.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.1
<ul style="list-style-type: none"> - Establecimiento de acciones protectoras para la reducción del riesgo radiológico, tanto el existente como el no regulado. <p>Si bien el gobierno no se ha posicionado explícitamente a favor de la incorporación de la energía nuclear en Chile, se están llevando a cabo todos aquellos estudios necesarios con el fin de soportar de manera justificada la toma final de decisión sobre apostar o no por dicha fuente de energía. La consideración de la energía nuclear, por sus características, permite encajarla en un panorama energético conjuntamente con las energías renovables cuyo uso se está potenciando en la actualidad en el país. La consideración de una potencial introducción de la energía nuclear dentro de su mix energético surge con la siguiente motivación [7]:</p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>Energía como motor de desarrollo</u>: La introducción de esta fuente de energía supone una mejora económica para combatir el encarecimiento y la escasez de los combustibles fósiles, la mejora de la eficiencia energética, así como un motor de mejora de servicios y de calidad de vida. - <u>Fiabilidad</u>: La diversificación de la matriz energética del país fortalece la seguridad de suministro y estabiliza los costes. - <u>Sostenibilidad</u>: Como resultado de la reducción de uso del GNL y el carbón, la incorporación de la energía nuclear en el país supone una reducción en la generación de Gases de Efecto Invernadero. <p>Mediante el levantamiento de capacidades y establecimiento de acciones que el Gobierno está realizando de la mano de la CCHEN, Chile aspira a poder tomar una decisión formada y fundada al final de la Fase 1 sobre el uso de la energía nuclear de potencia en el país.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Se identifica el compromiso del Gobierno, a través de su delegada la CCHEN, por disponer todos los estudios y alternativas posibles para alcanzar el proceso de toma de decisión.</p> <p>Chile cuenta con una base legislativa y de actividades en materia de radiación, lo cual muestra su compromiso para/con la seguridad nuclear.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>De cara a asegurar el avance de Fase de Chile, es necesario continuar con el desarrollo y resolución de las recomendaciones identificadas en el presente estudio, así como formalizar el compromiso del Gobierno con el proceso y la cultura de seguridad. Actualmente, no existe una concienciación gubernamental en pos de la seguridad, sino que es la CCHEN por su política institucional, y como delegada del gobierno, la que promueve la seguridad. Por tanto debe transmitirse esa concienciación al gobierno.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-01-001 - Comunicación explícita del Gobierno de consideración de la energía nuclear como alternativa en el mix energético. Mandato explícito de continuar con el desarrollo de la evaluación de la infraestructura.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad

Condición 1.1

*No se genera nueva acción para los asuntos sobre con Cultura de Seguridad relacionados con esta Condición dado que ya se consideran englobados dentro de las acciones **A-08-001** y **A-20-001**.*

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 2. El gobierno debe proveer la coordinación de las actividades para establecer una infraestructura basada en la seguridad como pilar indispensable.</p> <p>Para ello, es conveniente que el Gobierno nombre una organización de proyecto bajo un mandato explícito. Es apropiada la definición formal de la organización que coordine las actividades: Planificación de actividades, estructura nominativa de la organización (personas / instituciones), procesos de revisión, identificación de responsabilidades, vías de comunicación y la forma en que se coordina con otros estamentos y organizaciones.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Existe una entidad responsable de establecer la infraestructura de seguridad en el país: dispone de estructura definida. - Existen mecanismos de comunicación eficaz entre dicha entidad, el gobierno y otras organizaciones. - Los recursos financieros de la entidad le permiten cumplir con sus objetivos.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>El gobierno chileno crea, mediante la Ley nº 16319 [4] la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). El objeto de la Comisión es atender los problemas relacionados con la producción, adquisición, transferencia, transporte y uso pacífico de la energía atómica y de los materiales fértiles, fisionables y radioactivos. Sus funciones son:</p> <ol style="list-style-type: none"> a) Asesorar al Supremo Gobierno en todos los asuntos relacionados con la energía nuclear, y en especial, en el estudio de tratados, acuerdos, convenios con otros países o con organismos internacionales, en la contratación de créditos o ayudas para los fines mencionados; en el estudio de disposiciones legales o reglamentarias relacionadas con el régimen de propiedad de los yacimientos de minerales, de materias fértiles, fisionables y radioactivos, con los peligros de la energía nuclear y con las demás materias que están a su cargo; b) Elaborar y proponer al Supremo Gobierno los planes nacionales para la investigación, desarrollo, utilización y control de la energía nuclear en todos sus aspectos; c) Ejecutar, por sí o de acuerdo con otras personas o entidades, los planes a que se refiere la letra b); d) Fomentar la investigación y aplicación pacífica de la energía nuclear en todas sus formas, tales como generación de energía eléctrica y térmica, exploración, explotación y refinación de minerales radioactivos, aplicaciones médicas, industriales y agrícolas; e) Propiciar la enseñanza, investigación y difusión de la utilización de la energía nuclear, y colaborar en ellas; f) Colaborar con el Servicio Nacional de Salud en la prevención de los riesgos inherentes a la utilización de la energía atómica, especialmente en los aspectos de higiene ocupacional, medicina del trabajo, contaminación ambiental, contaminación de los alimentos y del aire. Deberá mantener un sistema efectivo de control de riesgos para la protección de su propio personal, y para prevenir

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad

Condición 1.2

y controlar posibles problemas de contaminación ambiental dentro y alrededor de sus instalaciones nucleares;

- g) Ejercer en la forma que determine el Reglamento el control de la producción, adquisición, transporte, importación y exportación, uso y manejo de los elementos fértiles, fisionables y radioactivos, y
- h) Anualmente la Comisión proporcionará a las Comisiones de Minería y Economía y Comercio de ambas ramas del Congreso una memoria conteniendo el desarrollo de sus actividades.

Tal y como indica la Ley de Seguridad Nuclear nº 18302 [3], la regulación, la supervisión, el control y la fiscalización de las actividades indicadas en dicha ley corresponden a la Comisión Chilena de Energía Nuclear y al Ministerio de Energía en su caso.

En 2007, bajo el mandato de la Presidenta de la República, Dra. Michelle Bachelet, se oficializó la creación del Grupo de Trabajo en Núcleo-Electricidad (Comisión Zanelli). Dicho grupo recibió el mandato de asesorar al gobierno en la evaluación de los estudios tendientes a la identificación de oportunidades, ventajas, desafíos y riesgos que involucraría el uso de energía nuclear para la producción de electricidad en nuestro país, dentro de los tratados internacionales que rigen la materia [8]. Los resultados de los trabajos se recogen en el informe [9].

A partir de 2008, la labor fue continuada por un Grupo Consultivo Nuclear, liderado por el Ministro-Presidente, para el avance en todos los aspectos necesarios con el fin de poder tomar una decisión sobre si optar o no por avanzar al desarrollo de infraestructura nacional para la producción de energía nuclear. Las conclusiones de dicho trabajo se recogen en el informe [7] basadas en los criterios del NG-G-3.1 [6] de la OIEA.

En 2015, tras el terremoto de Chile del 2010 y el accidente de Fukushima en 2011, el Gobierno retomó las labores con el establecimiento de un comité para recabar toda la información y estudios realizados hasta la fecha para evaluar si seguían siendo válidos tras lo acontecido. Como conclusión, se emitió el documento [10] que reafirma el resultado de los estudios anteriores por los cuales se considera necesario continuar en el desarrollo de capacidades nacionales hacia un PNP.

En la actualidad se ha formado en la CCHEN el grupo de desarrollo así como dispuestos recursos para la continuación de los trabajos y la realización de nuevos estudios. El objeto de este grupo es situar al país en posición de poder tomar una decisión informada sobre el uso de la energía nuclear de potencia en la nueva revisión del Plan Energético Nacional (previsto 2020). Para ello, este grupo está desarrollando las presentes evaluaciones bajo el marco de la SSG-16 [1] del OIEA.

Buenas prácticas

En las últimas décadas, el Gobierno se ha alineado con la necesidad de evaluar el estado actual y requerimientos para una potencial implantación de un PNP. Para ello, existe un número significativo de estudios relativos a la Fase 1 de Chile ya desarrollados.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.2
<i>Áreas a desarrollar</i>
Debe asegurarse que el proceso de levantamiento de capacidades nacionales, así como la evaluación y desarrollo de infraestructura de seguridad no se ve comprometido o limitado por la falta de recursos o la discontinuidad de los mismos, por lo que es necesaria una implicación gubernamental en la provisión de medios económicos y personales definidos y suficientes para el desarrollo de las actividades.
<i>Recomendaciones</i>
A-01-002 - Provisión explícita de recursos económicos y personales para el Grupo encargado del levantamiento de capacidades, evaluación y desarrollo de infraestructura nuclear de seguridad de cara a la toma de decisión.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 3. El Gobierno debe asegurar que el estatus de la infraestructura de seguridad en las áreas relevantes es analizado y que las consideraciones radiológicas son tomadas en consideración adecuadamente.</p> <p>Previo a tomar una decisión fundada acerca de la introducción de un programa de energía nuclear en el país, el Gobierno debe asegurar que el esperado impacto ambiental es concienzudamente comprendido, y que se realiza un adecuado estudio de la infraestructura y necesidades en materia de seguridad a nivel estatal. El fin de la Fase 1, el Gobierno deberá ser completamente conocedor de que embarcarse en un programa nuclear de potencia implica un firme compromiso de largo plazo en mantener las actividades que son necesarias para garantizar la seguridad. Las áreas relevantes quedan cubiertas por los 20 elementos de seguridad cubiertos por el presente estudio y la SSG-16 [1]. La infraestructura para la seguridad radiológica debe ser proporcional a las actividades que se realizan y que implican radiación. El Gobierno debe garantizar que se realizan y describen los estudios de infraestructura de seguridad, incluyendo aquellas consideraciones radiológicas y describiendo como éstas se han tenido en cuenta.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se demuestra un análisis de la demanda energética, las alternativas energéticas, y una evaluación del impacto de la energía nuclear desde el punto de vista de la seguridad en el mix energético. - Se realiza un análisis preliminar de tecnologías desde el punto de vista de la seguridad. - Se realizan consideraciones acerca del emplazamiento y las capacidades de la red eléctrica, y cómo ello puede afectar a la seguridad de la planta nuclear. - Se exploran modelos de financiamiento, de propiedad y de responsabilidades del operador para asegurar que no se comprometen los requisitos de seguridad durante todo el ciclo. - Se consideran los costes y obligaciones a largo plazo, hasta el desmantelamiento, para asegurar que no se comprometen los requisitos de seguridad durante todo el ciclo. - Se consideran las necesidades en materia de recursos humanos que garanticen un alto nivel de concienciación por la seguridad. - Se reconoce que existe una probabilidad no nula de accidente y que deben tratarse las consecuencias de éste de forma preventiva, y con máximo interés en la seguridad.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>La CCHEN ha estado llevando a cabo durante las últimas décadas la evaluación de las capacidades nacionales así como los requerimientos necesarios para una potencial incorporación de la energía nuclear en la matriz energética chilena. Para ello, se han realizado aquellos estudios considerados necesarios para una adecuada implantación de la energía nuclear desde el punto de vista de la seguridad. Principalmente, se destacan:</p> <ul style="list-style-type: none"> - (2009) Evaluación de las capacidades nacionales frente a los requisitos establecidos por la OIEA en NG-G-3.1 [6].

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.3
<p>- (2017) Evaluación de la infraestructura de seguridad para un programa nuclear de potencia (PNP) mediante la guía de seguridad SSG-16 [1], que conforma el presente informe.</p> <p>Las conclusiones de ambos estudios, así como de todos aquellos documentos satélite que conforman las mismas, serán considerados al final de la Fase 1 cuando Chile evalúe apostar finalmente por la implantación de un PNP.</p> <p>Entre estos análisis, se destaca el estudio [11] orientado a la caracterización de los riesgos implícitos a la energía nuclear, a las tecnologías y a las características de los emplazamientos, entre otros, así como el impacto que ello supone, que dan cuenta de la relevancia que el Gobierno confiere a conocer las implicaciones radiológicas asociadas a un PNP.</p> <p>En 2015 el Gobierno de Chile publicó el Plan de Política Energética 2016-2050 [12]. El documento describe la repartición actual en Chile del origen del suministro eléctrico, comparándolo con el panorama mundial, y estableciendo unas proyecciones de desarrollo hasta 2050 para cubrir con la demanda estimada. En dicho plan se identifica explícitamente que “a pesar que la Política Energética no descarta a priori ninguna tecnología de generación, la energía nuclear de potencia no ha sido incluida como una opción a corto plazo pues requiere de estudios en aspectos claves, como la viabilidad económica de largo plazo ante distintas condiciones legales y de mercado, los ajustes legales e institucionales requeridos, entre otros. Estos estudios deben ser dirigidos desde la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) convocando a los organismos nacionales competentes. Dado esto, se establece que en el próximo proceso de evaluación de la Política Energética de largo plazo, se revise la conveniencia de incorporar esta tecnología a la matriz de generación eléctrica”. Dicha reevaluación será realizada en 2020. En este contexto, el Gobierno de la mano de la CCHEN demuestra su compromiso con ello mediante la licitación de estudios adicionales para cubrir las necesidades de análisis de cara a la toma de decisión.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>El Gobierno de Chile demuestra su compromiso con realizar una caracterización de las implicaciones que la energía nuclear conlleva, y cómo éstas afectarían al país, dados los estudios de que se han realizado hasta la fecha.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Profundización en el estudio de los impactos radiológicos que se derivarían sobre el país con la potencial implementación de un PNP.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p><i>No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción A-11-002.</i></p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.4
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 4. El gobierno debe tomar debida cuenta de los análisis realizados de la infraestructura de seguridad y del principio fundamental de justificación durante la toma de decisión acerca de si introducir o no un programa nuclear de potencia.</p> <p>El Gobierno debe tomar una decisión fundada acerca de la introducción o no de un PNP, garantizar que el impacto ambiental esperado está asumido y que la adecuada evaluación de las infraestructuras de seguridad del Estado ha sido llevada a cabo. Se debe describir cómo los impactos ambiental y radiológico son tomados en cuenta durante el proceso de toma de decisión.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - El Gobierno dispone de una justificación fundada (balance de riesgos y beneficios) para la consideración del PNP en el mix energético del país. - El Gobierno toma debida cuenta de los estudios sobre la infraestructura de seguridad en el proceso de toma de decisión sobre la inclusión o no de un PNP
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente Chile no ha alcanzado el estadio de toma de decisiones. Las conclusiones de todos los estudios realizados serán consideradas al final de la Fase 1 cuando Chile evalúe finalmente apostar o no por la implantación de un PNP.</p> <p>En 2015 el Gobierno de Chile publicó el Plan de Política Energética 2016-2050 [12]. El documento describe la repartición actual en Chile del origen del suministro eléctrico, comparándolo con el panorama mundial, y estableciendo unas proyecciones de desarrollo hasta 2050 para cubrir con la demanda estimada. En dicho plan se identifica explícitamente que “a pesar que la Política Energética no descarta a priori ninguna tecnología de generación, la energía nuclear de potencia no ha sido incluida como una opción a corto plazo pues requiere de estudios en aspectos claves, como la viabilidad económica de largo plazo ante distintas condiciones legales y de mercado, los ajustes legales e institucionales requeridos, entre otros. Estos estudios deben ser dirigidos desde la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) convocando a los organismos nacionales competentes. Dado esto, se establece que en el próximo proceso de evaluación de la Política Energética de largo plazo, se revise la conveniencia de incorporar esta tecnología a la matriz de generación eléctrica”. Dicha reevaluación será realizada en 2020. Tanto en el Plan de Política Energética 2050 [12] como en las diversas prospecciones realizadas [7] se identifican diversos elementos que justifican la consideración de la energía nuclear:</p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>Energía como motor de desarrollo</u>: La introducción de esta fuente de energía supone una mejora económica para combatir el encarecimiento y la escasez de los combustibles fósiles, la mejora de la eficiencia energética, así como un motor de mejora de servicios y de calidad de vida. - <u>Fiabilidad</u>: La diversificación de la matriz energética del país fortalece la seguridad de suministro y estabiliza los costes.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
01 – Política y Estrategia nacional en pos de la seguridad
Condición 1.4
<ul style="list-style-type: none">- Sostenibilidad: Como resultado de la reducción de uso del GNL y el carbón, la incorporación de la energía nuclear en el país supone una reducción en la generación de Gases de Efecto Invernadero. <p>En el momento de la toma de decisiones, se evaluarán dichos elementos frente a los estudios de impacto realizados para la consideración o no de la energía nuclear como una potencial fuente energética en Chile.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
En la actualidad, el Gobierno se encuentra completamente inmerso en la fase de desarrollo de los estudios que fundamentarán el proceso de toma de decisión acerca de lanzar un programa nuclear de potencia en Chile.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario profundizar en el estudio de riesgos-beneficios que soporten la justificación del uso de la energía nuclear de potencia en el mix energético del país.
<i>Recomendaciones</i>
A-01-003 - Realización de estudio de Riesgo - Beneficio de la inclusión de la energía nuclear de potencia en el mix energético de Chile.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
02 – Régimen de seguridad nuclear global
Condición 2.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 11. El Gobierno debe prepararse para la participación en un régimen de seguridad nuclear global.</p> <p>Un programa nuclear de potencia no puede ser tratado de forma aislada. Existe una necesidad para los Estados Miembros de una participación efectiva en un régimen de seguridad nuclear global con el fin de alcanzar y mantener a nivel mundial un alto nivel de seguridad en las instalaciones y actividades nucleares. Dicho régimen global, promovido por la OIEA, se encuentra basado en la cooperación, transferencia de información y conocimientos entre la comunidad internacional. En particular, deben ser considerados por el Gobierno diversos instrumentos internacionales, revisiones, documentos y acciones de cooperación, como:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Convenciones internacionales que establecen obligaciones y mecanismos comunes para garantizar la protección y seguridad. - Códigos de conducta que promueven la adopción de buenas prácticas en las relevantes instalaciones y actividades. - Los estándares de seguridad de la OIEA, convenidos internacionalmente, que promueven el desarrollo y aplicación de requisitos, guías y prácticas armonizados internacionalmente. - <i>Peer Reviews</i> internacionales del control regulatorio y de seguridad de las instalaciones y actividades, así como el mutuo aprendizaje, por los estados participantes. - Redes de expertos y conocimiento. - Cooperación multilateral y bilateral que mejora la seguridad por medio de aproximaciones armonizadas y una incrementada calidad y efectividad de las inspecciones y revisiones de seguridad.
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Queda entendido el concepto de "seguridad nuclear más allá de las fronteras nacionales". - Se entienden los requisitos de los estándares internacionales de seguridad nuclear y se integran en la política y legislación nacional. - Se establece financiamiento para apoyar la realización de cooperaciones. - Se identifica plan de acciones, escala temporal y recursos para adherirse a los instrumentos internacionales.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile forma parte como estado miembro de la OIEA desde el año 1960, y ha adoptado instrumentos internacionales (convenios y tratados) sobre cuestiones nucleares específicas. Estos instrumentos se incorporan a la legislación de cada país una vez que están en vigor y que han dado los pasos necesarios para ratificarlos, conforme a su ordenamiento jurídico. Los principales temas aplicables recogen entre otros:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Seguridad radiológica y protección de trabajadores de la central nuclear y del público.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

02 – Régimen de seguridad nuclear global

Condición 2.1

- Seguridad constructiva, licenciamiento y operación de la central nuclear y facilidades asociadas a la manipulación del combustible, disposición de desechos radiactivos, etc.
- Manejo, transporte y almacenamiento seguro de material nuclear.
- Protección del medioambiente y mitigación del impacto por el establecimiento de una central nuclear y sus instalaciones asociadas.
- Responsabilidad por la importación y exportación de material nuclear.
- Responsabilidad por una comunicación efectiva en caso de emergencia nuclear, accidentes y su potencial impacto en el medioambiente y en el público.
- Responsabilidad civil por daños.
- Salvaguardias.

En este contexto, Chile ha ratificado o se ha adherido, según aplica, a los siguientes tratados y convenios:

- Convention on Nuclear Safety: mediante el Decreto nº272 [13].
- Convention on Early Notification of a Nuclear Accident: mediante el Decreto nº381 [14].
- The Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency: mediante el Decreto nº8 [15].
- The Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on Safety of Radioactive Waste Management: mediante el Decreto nº148 [16].
- The Convention on the Physical Protection of Nuclear Material: mediante el Decreto nº1121 [17] y enmienda Decreto nº132 [18].
- Convenio de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares: mediante el Decreto nº18 [19].
- Tratado para la No Proliferación de las Armas Atómicas (TNP): mediante el Decreto nº797 [20].
- Acuerdo suplementario revisado sobre la prestación de asistencia técnica por la OIEA [21].
- The Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources: Chile forma parte de los Estados Miembros que han expresado su compromiso político con este código de conducta [22].

Adicionalmente a los anteriores, Chile dispone del compromiso con otros decretos y tratados internacionales identificados en el anexo B de [23] y los acuerdos multilaterales de la OIEA [24].

Complementariamente a lo citado anteriormente, Chile forma parte desde el año 2008 del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares [25], cuya misión es:

- Promover la seguridad en todas las prácticas que utilicen materiales radiactivos y/o nucleares en la región iberoamericana.
- Fomentar el intercambio de información y experiencias, en materias de seguridad nuclear, radiológica y física entre sus miembros. Detectar, extraer, analizar y compartir conocimiento existente y nuevo, así como experiencias prácticas para mejorar la seguridad radiológica y nuclear en Iberoamérica.
- Establecer relaciones con organismos nacionales, regionales e internacionales cuyas políticas y objetivos resulten de interés para el logro de sus objetivos.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
02 – Régimen de seguridad nuclear global
Condición 2.1
En este contexto, queda entendida la implicación de Chile en la seguridad nuclear más allá de las fronteras nacionales, así como su cooperación a nivel internacional en este aspecto. Chile ha demostrado mediante estos tratados la asunción de los estándares internacionales de seguridad.
<i>Buenas prácticas</i>
El Gobierno, conjuntamente con la CCHEN, ha desarrollado significativamente el papel de Chile en el contexto internacional en materia de cooperación y adhesión a los convenios. No únicamente se ha comprendido la necesidad de la participación internacional, sino que adicionalmente se han ratificado un elevado número de tratados e integrados en la legislación nacional, lo cual demuestra que Chile se sitúa en un estadio muy avanzado en este aspecto.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Se recomienda evaluar la necesidad de ampliar algunos de los tratados a los que Chile no se ha adherido aún.
<i>Recomendaciones</i>
A-02-001 - Evaluar la necesidad de adherirse a otros tratados internacionales adicionales

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
02 – Régimen de seguridad nuclear global
Condición 2.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 12. El Gobierno debe comenzar el diálogo con los estados vecinos acerca de sus proyectos para establecer un PNP.</p> <p>Especial consideración debe darse a aquellos estados vecinos los cuales pueden verse afectados por el PNP, tanto en operación normal como en el evento de un accidente. El Gobierno debe implementar un mecanismo de consulta que permita a los estados vecinos expresar sus visiones y preocupaciones. Dicho proceso debe ser continuado durante todas las fases de desarrollo del PNP en el Estado. Aquellos mecanismos utilizados, las organizaciones responsables en el país y sus contrapartes en los estados vecinos, deben ser descritos.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Existe un mandato claro del gobierno por el cual se inician los contactos con los países vecinos. - Se establecen contactos con los países vecinos acerca de temas nucleares. - Se establecen mecanismos de diálogo al respecto de un probable programa nuclear de potencia.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile posee diversos acuerdos con países vecinos en materia de cooperación para el uso pacífico de la energía nuclear:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Paraguay [26]: Acuerdo de cooperación y asistencia en la aplicación de la Energía Nuclear con fines pacíficos, suscrito de acuerdo a los establecido en el Convenio Básico de Cooperación Económica, Científica y Tecnológica, para el desarrollo económico y social. - Uruguay [27]: Acuerdo de cooperación y asistencia en la aplicación de la Energía Nuclear con fines pacíficos, suscrito de acuerdo a los establecido en el Convenio Básico de Cooperación Económica, Científica y Tecnológica, para el desarrollo económico y social. - Argentina [28]: Acuerdo de Cooperación en el campo de la investigación nuclear y de sus aplicaciones para fines pacíficos, suscrito de acuerdo con lo establecido en el Artículo I del Convenio de Cooperación Científica y Tecnológica. - Colombia [29]: Acuerdo sobre intercambio de informaciones en materia de Energía Nuclear, comprendido dentro de las disposiciones del Convenio Básico de Cooperación Técnica y Científica. - Guatemala [30]: Acuerdo de cooperación en el campo de la investigación nuclear y de sus aplicaciones para fines pacíficos, suscrito en virtud de lo dispuesto en el Convenio Básico de Cooperación Científica y Técnica. - Ecuador [31]: Acuerdo de cooperación en el campo de los usos pacíficos de la Energía Nuclear, adoptado en el marco del Convenio Básico de Cooperación Científica y Técnica. - Brasil [32]: Acuerdo de cooperación en el campo de los usos pacíficos de la Energía Nuclear, adoptado en el marco del Acuerdo Básico de Cooperación Científica, Técnica y Tecnológica, conforme a su Art. X.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
02 – Régimen de seguridad nuclear global
Condición 2.2
<ul style="list-style-type: none"> - Acuerdo de cooperación para la promoción de la ciencia y la tecnología nucleares en América Latina y El Caribe (ARCAL) [33]: Acuerdo de mutua cooperación para contribuir a promover la ciencia y tecnología nucleares con fines pacíficos, aprovechar de manera eficaz y eficiente las capacidades disponibles de los Estados, organización, funciones y atribuciones del órgano de representación de este acuerdo. <p>Chile forma parte desde el año 2008 del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares [25], cuya misión es:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Promover la seguridad en todas las prácticas que utilicen materiales radiactivos y/o nucleares en la región iberoamericana. - Fomentar el intercambio de información y experiencias, en materias de seguridad nuclear, radiológica y física entre sus miembros. Detectar, extraer, analizar y compartir conocimiento existente y nuevo, así como experiencias prácticas para mejorar la seguridad radiológica y nuclear en Iberoamérica. - Establecer relaciones con organismos nacionales, regionales e internacionales cuyas políticas y objetivos resulten de interés para el logro de sus objetivos.
<i>Buenas prácticas</i>
<p>El Gobierno de Chile dispone en la actualidad de vías de comunicación en materia de uso pacífico de la energía nuclear, lo que demuestra que entiende la necesidad de colaboración, transferencia y entendimiento con los países vecinos para el desarrollo de actividades nucleares.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Debe abordarse en concreto el PNP en las cooperaciones y conversaciones que Chile mantiene con los países vecinos, así como definir responsabilidades en dicha tarea, de manera que pueda recogerse y considerarse los frutos de dichos diálogos.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-02-002 – Establecer planes específicos de diálogo con países vecinos sobre un potencial PNP chileno.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
02 – Régimen de seguridad nuclear global
Condición 2.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 13. El Gobierno y las organizaciones relevantes, en caso de existir, deben establecer contacto con otras organizaciones en otros estados y organizaciones internacionales para buscar asesoramiento en asuntos relacionados con la seguridad.</p> <p>La cooperación internacional es una oportunidad para compartir y beneficiarse de la experiencia de estados que ya disponen de un PNP ya implementado, o que se encuentran también en el proceso de implementarlo. Por ejemplo, estados embarcándose en el desarrollo de un PNP pueden encontrar utilidad en establecer contactos con países con programas nucleares de potencia avanzados y con organizaciones internacionales para buscar consejo en materia relacionada con la seguridad, y beneficios derivados de la experiencia operativa internacional y regulatoria, así como la diseminación de lecciones aprendidas. Cooperar con otros estados que poseen objetivos similares de desarrollo de PNP también debe ser considerado.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se establecen contactos con otros países y organismos internacionales con PNP en fases más avanzadas a fin de intercambiar experiencias y recabar consejos sobre seguridad nuclear.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Desde 1960, Chile forma parte como miembro de la OIEA.</p> <p>Chile posee diversos acuerdos con países vecinos en materia de cooperación para el uso pacífico de la energía nuclear:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Gran Bretaña e Irlanda del Norte [34]: Acuerdo de cooperación en los usos pacíficos de la energía atómica. - Tailandia [35]: Acuerdo para el intercambio de Información sobre Energía Nuclear para fines pacíficos. - Rusia [36]: Acuerdo de cooperación en el área de la utilización de la energía atómica con fines pacíficos. - Corea [37]: Acuerdo de cooperación en el área de la utilización de la energía atómica con fines pacíficos. - Durante el año 2009, la OIEA realiza misión pre-INIR para la verificación del proceso de autoevaluación del desarrollo de infraestructuras nacionales para un programa nuclear de potencia (PNP) [38], realizada bajo los requisitos del NG-G-3.1 [6] de la OIEA. - Asimismo, se realizan durante el año 2009 diversas colaboraciones con organismos internacionales: - Se realizó un estudio conjunto con Rosenergoatom (Rusia) para establecer desde la perspectiva económica, social y ambiental los beneficios, costos y riesgos de un eventual desarrollo nucleoelectrónico en Chile [11].

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
02 – Régimen de seguridad nuclear global
Condición 2.3
<ul style="list-style-type: none"> - Se realiza un estudio conjunto con STUK (Organismo de Seguridad Radiológica y Nuclear de Finlandia) sobre el marco regulador nuclear, partiendo desde la perspectiva internacional, y su aplicabilidad a Chile [39]. <p>Chile ha firmado un <i>Country Programme Framework (CPF)</i> para el periodo 2014–2019 [40], identificando las siguientes áreas prioritarias:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Establecimiento de un organismo regulador nacional independiente. - Consideraciones para el establecimiento de un PNP. - Seguridad radiológica y protección física y ambiental. - Gestión del conocimiento nuclear. - Desarrollo de investigación en tecnología nuclear y aplicación de la misma. <p>La interacción entre la CCHEN y las entidades externas (nacionales e internacionales) se realiza a través de la Oficina de Cooperación Técnica y Relaciones internacionales (OCTRI), con soporte directo de la OIEA. Dicha oficina se encarga de la coordinación de los miembros de la CCHEN en actividades (formaciones) y la participación en congresos y proyectos en el ámbito internacional, así como la formación (financiada por la OIEA) de personal internacional.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>El Gobierno de Chile dispone en la actualidad de vías de comunicación en materia de uso pacífico de la energía nuclear, lo que demuestra que entiende la necesidad de colaboración, transferencia y entendimiento con los países vecinos para el desarrollo de actividades nucleares.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Debe abordarse en concreto el PNP en las cooperaciones y conversaciones que Chile mantiene con otros países, así como definir responsabilidades en dicha tarea, de manera que pueda recogerse y considerarse los frutos de dichos diálogos. Debe profundizarse en el tratamiento de la seguridad nuclear en los diálogos con otros países.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-02-003 – Establecer planes específicos de diálogo con países que se encuentran en situación similar o en estado más avanzado de PNP, para tratar sobre un potencial PNP chileno.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
03 – Marco legal
Condición 3.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 20. El Gobierno debe identificar todos los elementos necesarios del marco legal para la infraestructura de seguridad y debe planificar cómo estructurarla y desarrollarla.</p> <p>El establecimiento de un programa nuclear requiere legislación dedicada que normalmente no se encuentra en un Estado cuando éste entra en la Fase 1. Sin embargo, algunas de las necesidades para la legislación pueden haber sido cubiertas con respecto a otras actividades. El libro de Derecho Nuclear [41] de la OIEA provee una detallada guía en este tema.</p> <p>Tal como indica el documento GSR Parte 1 [42], el Gobierno debe promulgar leyes y estatutos para proveer un efectivo marco gubernamental, legal y regulatorio para la seguridad. Este marco para la seguridad debe contener:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Los principios de seguridad para la protección de las personas, individual y colectivamente, la sociedad y el medio ambiente contra los riesgos radiológicos, tanto en el presente como en el futuro; - Los tipos de instalaciones y actividades incluidos en el ámbito de aplicación del marco para la seguridad; - El tipo de autorización que se requiere para la explotación de instalaciones y para la realización de actividades, con arreglo a un enfoque graduado; - El fundamento de la autorización de nuevas instalaciones y actividades, así como el proceso de adopción de decisiones aplicable; - Las disposiciones necesarias para la participación de las partes interesadas y sus aportaciones al proceso de adopción de decisiones; - Las disposiciones necesarias para asignar la responsabilidad jurídica respecto de la seguridad a las personas u organizaciones responsables de las instalaciones y actividades, y para garantizar la continuidad de la responsabilidad cuando las actividades son realizadas por varias personas u organizaciones sucesivamente; - El establecimiento de un órgano regulador; - Las disposiciones necesarias para el examen y la evaluación de las instalaciones y actividades, con arreglo a un enfoque graduado; - La autoridad y responsabilidad del órgano regulador para promulgar (o preparar la promulgación de) reglamentos y la elaborar directrices para su aplicación; - Las disposiciones necesarias para la inspección de las instalaciones y actividades y para el cumplimiento de los reglamentos, con arreglo a un enfoque graduado; - Las disposiciones necesarias para la apelación de las decisiones del órgano regulador; - Las disposiciones necesarias para la preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica; - Las disposiciones necesarias para que exista una interrelación con la seguridad física nuclear; - Las disposiciones necesarias para que exista una interrelación con el sistema de contabilidad y control de materiales nucleares; - Las disposiciones necesarias para adquirir y mantener la competencia necesaria a nivel nacional a fin de garantizar la seguridad;

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
03 – Marco legal
Condición 3.1
<ul style="list-style-type: none"> - Las responsabilidades y obligaciones respecto de la previsión de medios financieros para la gestión de los desechos radiactivos y del combustible gastado, y para la clausura de las instalaciones y la conclusión de las actividades; - Los criterios para la exención del control reglamentario; - La especificación de los delitos y las sanciones correspondientes; - Las disposiciones necesarias para los controles de las importaciones y exportaciones de materiales nucleares y radiactivos, así como para el rastreo de estos materiales dentro y, en la medida de lo posible, fuera de las fronteras nacionales, como el rastreo de la exportación autorizada de fuentes radiactivas.
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se comprenden los elementos necesarios de que debe disponer la legislación nacional para cumplir con los requisitos de seguridad. - Se identifican las acciones necesarias en el ámbito legal para cumplir con los principios establecidos por la GSR Parte 1 [42]. - Se identifica un plan de acción para su implementación.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>En la actualidad, el desarrollo del marco legislativo chileno cuenta con lo siguiente:</p> <p>Mediante el Decreto nº1304 [5] se aprueban los objetivos y políticas para el desarrollo nuclear chileno. Así mismo, el Decreto nº302 [43] tiene el objeto principal de establecer una posición nacional en relación al uso de la energía nuclear; desarrollar las acciones necesarias para la protección integral de las personas, bienes y medio ambiente, contra los riesgos derivados de los usos pacíficos de la energía nuclear y la radiación ionizante; como, asimismo, realizar la investigación y desarrollo de los usos y aplicaciones pacíficas de esta energía en áreas como salud, alimentación, medio ambiente, industria, minería etc., además de fomentar la exploración y explotación de recursos atómicos.</p> <p>En respuesta a los requisitos de la GSR Parte 1 [42]:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Los principios de seguridad para la protección de las personas, individual y colectivamente, la sociedad y el medio ambiente contra los riesgos radiológicos, tanto en el presente como en el futuro: La Ley de Seguridad Nuclear, Ley nº 18302 [3], se crea para formar la base legal para el desarrollo de actividades relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, instalaciones y materiales radiactivos. - Los tipos de instalaciones y actividades incluidos en el ámbito de aplicación del marco para la seguridad: Ley de Seguridad Nuclear [3] define aquellas actividades e instalaciones a los que aplica.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

03 – Marco legal

Condición 3.1

- El tipo de autorización que se requiere para la explotación de instalaciones y para la realización de actividades, con arreglo a un enfoque graduado:
En la actualidad, la Ley de Seguridad Nuclear [3] y el Decreto nº133 [44] "reglamento sobre autorizaciones para instalaciones radiactivas o equipos generadores de radiaciones ionizantes", establecen los requisitos para la autorización de instalaciones radiactivas y actividades radiactivas.
- Las disposiciones necesarias para asignar la responsabilidad jurídica respecto de la seguridad a las personas u organizaciones responsables de las instalaciones y actividades, y para garantizar la continuidad de la responsabilidad cuando las actividades son realizadas por varias personas u organizaciones sucesivamente:
En esta materia, la Ley de Seguridad Nuclear [3] y la Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por daños Nucleares Decreto nº18 [19] establecen las responsabilidades de la CCHEN y del Explotador de la instalación.
- El establecimiento de un organismo regulador:
Mediante la Ley nº 16319 [4] se crea la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Según define la Ley de Seguridad Nuclear [3], la CCHEN realiza la regulación, la supervisión, el control y la fiscalización de las actividades relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear y con otras instalaciones y las sustancias nucleares y materiales radiactivos que se utilicen en ellas como de su transporte, con el objeto de proveer a la protección de la salud, la seguridad y b y c) el resguardo de las personas, los bienes y el medio ambiente y a la justa indemnización o compensación por los daños que dichas actividades provocaren; de prevenir la apropiación indebida y el uso ilícito de la energía, sustancias e instalaciones, nucleares; y de asegurar el cumplimiento de los acuerdos o convenios internacionales sobre la materia en que sea parte Chile.
- Las disposiciones necesarias para el examen y la evaluación de las instalaciones y actividades, con arreglo a un enfoque graduado:
En la actualidad, la Ley de Seguridad Nuclear [3] establece los requisitos para la inspección de las instalaciones.
- La autoridad y responsabilidad del órgano regulador para promulgar (o preparar la promulgación de) reglamentos y la elaborar directrices para su aplicación:
Actualmente, los reglamentos en materia nuclear los dicta el Presidente de la República, por intermedio del Ministro de Energía (según Art.2 de Decreto nº2224 [45]), y a proposición de la CCHEN, según el Art. 10 b) de la Ley nº 16319 [4] "Proponer al Supremo Gobierno las normas y reglamentos para la ejecución y operación de las obras relacionadas con la utilización de la energía atómica; para la producción, el manejo, transporte y almacenamiento de los materiales fértiles, fisionables y radioactivos, incluidos los residuos; como también para uso y manejo de las radiaciones ionizantes, incluidos los rayos X; y para ejercer el control de todas estas actividades; sin embargo, el uso y manejo de las radiaciones ionizantes, incluidos los rayos X, que se refieren a aplicaciones médicas e higiene del trabajo, quedarán sometidos al Servicio Nacional de Salud;"

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
03 – Marco legal
Condición 3.1
<ul style="list-style-type: none">- Las disposiciones necesarias para la inspección de las instalaciones y actividades y para el cumplimiento de los reglamentos, con arreglo a un enfoque graduado: La Ley de Seguridad Nuclear [3] establece las provisiones para la inspección de las actividades e instalaciones.- Las disposiciones necesarias para la apelación de las decisiones del órgano regulador: Tal y como se indica en el informe [46], para el caso particular de emplazamiento y construcción de plantas nucleares, en lo que respecta a la decisión de autorizar o denegar el emplazamiento de una instalación nuclear, no existen mecanismos especiales para recurrir contra la resolución o decreto, debiendo acudir a los recursos administrativos ordinarios que otorga la Ley nº 19880 [47], o a acciones de carácter judicial, como el recurso de protección de garantías constitucionales o la acción de nulidad de derecho público acción de nulidad de derecho público.- Las disposiciones necesarias para la preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica: Es de aplicación el Convenio de Pronta Notificación mediante Decreto nº381 [14] y el Convenio de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica mediante Decreto nº8 [15]. Mediante el Decreto nº369 [48] se crea la Oficina Nacional de Emergencia del Ministerio del Interior y Seguridad Pública (ONEMI), cuya función es la de planificar, coordinar y ejecutar las actividades destinadas a prevenir o solucionar los problemas derivados de o durante las situaciones de catástrofes, sismos o calamidades públicas, la coordinación de las actividades de cualquier otro organismo público o privado que tenga relación con la solución de los problemas derivados de estas emergencias. Se aprueba el Plan Nacional de Protección Civil mediante el Decreto nº156 [49].- Las disposiciones necesarias para que exista una interrelación con la seguridad física nuclear: En materia de seguridad física, existe el Decreto nº1121 [17] relativo a la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares y las Instalaciones Nucleares, así como su enmienda [18], el "Reglamento de Protección física de las instalaciones y materiales nucleares" Decreto nº87 [50], y el Decreto nº1507 [51].- Las disposiciones necesarias para que exista una interrelación con el sistema de contabilidad y control de materiales nucleares: La Ley de Seguridad Nuclear [3] establece medios en materia de control de material nuclear.- Las responsabilidades y obligaciones respecto de la provisión de medios financieros para la gestión de los desechos radiactivos y del combustible gastado, y para la clausura de las instalaciones y la conclusión de las actividades: El gobierno ha realizado un estudio sobre los diferentes modelos de provisión financiera por los que Chile puede optar para estas actividades [46].- La especificación de los delitos y las sanciones correspondientes:

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
03 – Marco legal
Condición 3.1
<p>La Ley de Seguridad Nuclear [3] especifica los daños y compensaciones en caso de accidente nuclear. Asimismo, el Estado está sujeto a la Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por daños Nucleares Decreto n°18 [19].</p> <ul style="list-style-type: none"> - Las disposiciones necesarias para los controles de las importaciones y exportaciones de materiales nucleares y radiactivos, así como para el rastreo de estos materiales dentro y, en la medida de lo posible, fuera de las fronteras nacionales, como el rastreo de la exportación autorizada de fuentes radiactivas: El transporte de material radiactivo está regulado por la Ley de Seguridad Nuclear [3]. <p>Asimismo, se han realizado estudios del marco legal chileno [46], los requerimientos y la experiencia internacional, mediante derecho comparado. En dicho informe se identifican las brechas y vacíos detectados, que deberán ser incorporados en caso de proceder con el desarrollo del programa nuclear de potencia.</p> <p>El proceso de interconexión entre las redes de distribución Norte (SING) y Central (SIC) está en proceso de finalización. En dicho contexto, se han aprobado las siguientes leyes:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Ley de transmisión eléctrica n°20936 [52], por la cual se promueve que haya más competencia, menores precios y mayor acceso a energías limpias. - Decreto n°11 [53]. - Decreto 2 (fijación precios) [54]. - Ley n°20928 (equidad tarifaria) [55]. <p>Dichas leyes deberán ser evaluadas para determinar si suponen alteración a las conclusiones del estudio [46].</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>El Gobierno de Chile dispone en la actualidad de una base formada en materia de legislación nuclear, que le coloca en una posición avanzada en lo que respecta al desarrollo de la Fase 1 de marco legislativo.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Debe profundizarse en el cierre de las brechas detectadas en el informe [46] para complementar el marco legal.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-03-001 – Cierre de brechas identificadas en marco legal.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
03 – Marco legal
Condición 3.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 21. El Gobierno debe considerar el proceso que será empleado para licenciar las instalaciones en posteriores fases del programa.</p> <p>Debe reconocerse un proceso efectivo de licenciamiento así como una contrastada infraestructura legal y gubernamental, incluyendo un organismo regulador con unas responsabilidades y funciones bien definidas. El proceso general de licenciamiento que se utilizará debe ser considerado y comunicado a todas las partes interesadas tan pronto como sea posible en el desarrollo del PNP. Ello dispone al solicitante de la información que será necesaria para acompañar las solicitudes de licenciamiento, así como información de las fases de desarrollo que requerirán licenciamiento. Así pues, se espera en esta fase la identificación de las principales organizaciones involucradas en el proceso de licenciamiento, sus roles y los hitos para el proceso, así como el plan para desarrollar un marco legal y gubernamental para el proceso de licenciamiento.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifica la necesidad de utilizar una sistemática de autorizaciones para el desarrollo de actividades e instalaciones nucleares. - Se identifican las organizaciones responsables de participar en el proceso de autorización, sus roles y sus funciones. - Se define el proceso para evaluar las solicitudes.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>En el contexto chileno, según el artículo 4 de la Ley de Seguridad Nuclear [3], para el emplazamiento, construcción, puesta en servicio, operación, cierre y desmantelamiento, en su caso, de las instalaciones, plantas, centros, laboratorios, establecimientos y equipos nucleares y para el ingreso o tránsito por el territorio nacional, zona económica exclusiva, mar presencional y espacio aéreo nacional de sustancias nucleares o materiales radiactivos se necesitará autorización de la Comisión (CCHEN), con las formalidades y en las condiciones que se determinan en la ley nº 18302 y en sus reglamentos. Las centrales nucleares de potencia, las plantas de enriquecimiento, las plantas de reprocesamiento y los depósitos de almacenamiento permanente de desechos radiactivos, deberán ser autorizadas por decreto supremo, expedido por intermedio del Ministerio de Energía.</p> <p>Dado que Chile no dispone actualmente de un procedimiento de licenciamiento de este tipo de instalaciones y actividades, en el informe [46] se comparan los diferentes modelos de licenciamiento y autorización de actividades nucleares que Chile puede adoptar, presentándose mediante derecho comparado frente a las prácticas de otros organismos internacionales.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>El Gobierno de Chile ha identificado la necesidad de disponer de toda la infraestructura ligada al licenciamiento de actividades e instalaciones nucleares. A raíz de dicha identificación se han comparado</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
03 – Marco legal
Condición 3.2
las diversas alternativas que Chile puede considerar a tal efecto, de manera que se sitúa en buena posición para seleccionar la más conveniente.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Debe desarrollarse el procedimiento para la solicitud, la estructura legal y organizativa de todo el proceso, y el proceso de evaluación de las solicitudes de licencia de actividades e instalaciones nucleares. Debe establecerse plan de acción para el cierre de la Fase 1.
<i>Recomendaciones</i>
A-03-002 – Adaptación de la legislación nacional a la estrategia de autorización de instalaciones nucleares seleccionada.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
04 – Marco regulatorio
Condición 4.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 24. El Gobierno debe reconocer la necesidad de disponer de un organismo regulador efectivo e independiente, y debe considerar la posición adecuada del organismo regulador en el marco gubernamental y legal para la seguridad.</p> <p>Tal y como se indica en el Principio 2 de los Fundamentos de Seguridad de la OIEA [2], “Rol del Gobierno”, se debe establecer y mantener un marco gubernamental y legal en el marco de la seguridad, incluyendo el correspondiente organismo regulador independiente. Para ello debe mostrarse el compromiso del Gobierno en la creación de dicho organismo independiente. Asimismo, debe disponerse el rol y responsabilidades que se prevé sean asignadas al organismo regulador. En caso de consistir en diversas autoridades, deberá desarrollarse adicionalmente los respectivos roles de cada una.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifica la necesidad de un organismo regulador - Se identifica el rol y funciones que deberá tener dicho organismo según define el Principio 2 de los Fundamentos de Seguridad.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Mediante la Ley nº16319 [4] se crea una persona jurídica de derecho público que se denominará "Comisión Chilena de Energía Nuclear" con el objeto de atender los problemas relacionados con la producción, adquisición, transferencia, transporte y uso pacífico de la energía atómica y de los materiales fértiles, fisionables y radioactivos. Sus funciones son:</p> <ol style="list-style-type: none"> a) Asesorar al Supremo Gobierno en todos los asuntos relacionados con la energía nuclear, y en especial, en el estudio de tratados, acuerdos, convenios con otros países o con organismos internacionales, en la contratación de créditos o ayudas para los fines mencionados; en el estudio de disposiciones legales o reglamentarias relacionadas con el régimen de propiedad de los yacimientos de minerales, de materias fértiles, fisionables y radioactivos, con los peligros de la energía nuclear y con las demás materias que están a su cargo; b) Elaborar y proponer al Supremo Gobierno los planes nacionales para la investigación, desarrollo, utilización y control de la energía nuclear en todos sus aspectos; c) Ejecutar, por sí o de acuerdo con otras personas o entidades, los planes a que se refiere la letra b); d) Fomentar la investigación y aplicación pacífica de la energía nuclear en todas sus formas, tales como generación de energía eléctrica y térmica, exploración, explotación y refinación de minerales radioactivos, aplicaciones médicas, industriales y agrícolas; e) Propiciar la enseñanza, investigación y difusión de la utilización de la energía nuclear, y colaborar en ellas; f) Colaborar con el Servicio Nacional de Salud en la prevención de los riesgos inherentes a la utilización de la energía atómica, especialmente en los aspectos de higiene ocupacional, medicina del trabajo, contaminación ambiental, contaminación de los alimentos y del aire. Deberá mantener un sistema efectivo de control de riesgos para la protección de su propio personal, y para prevenir

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
04 – Marco regulatorio
Condición 4.1
<p>y controlar posibles problemas de contaminación ambiental dentro y alrededor de sus instalaciones nucleares;</p> <p>g) Ejercer en la forma que determine el Reglamento el control de la producción, adquisición, transporte, importación y exportación, uso y manejo de los elementos fértiles, fisionables y radioactivos, y Anualmente la Comisión proporcionará a las Comisiones de Minería y Economía y Comercio de ambas ramas del Congreso una memoria conteniendo el desarrollo de sus actividades.</p> <p>h) Anualmente la Comisión proporcionará a las Comisiones de Minería y Economía y Comercio de ambas ramas del Congreso una memoria conteniendo el desarrollo de sus actividades.</p> <p>Asimismo, la Ley nº18302 [3] identifica que la regulación, la supervisión, el control y la fiscalización de las actividades indicadas en dicha ley corresponderán a la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) y al Ministerio de Energía en su caso. El Director Ejecutivo de la Comisión deberá cumplir y poner en ejecución todos los acuerdos, decisiones o resoluciones que, en uso de las atribuciones que esta ley le confiere, sean adoptados por la Comisión. La Comisión Chilena de Energía Nuclear será el organismo encargado de dictar las normas referentes a las instalaciones radiactivas. Corresponderá a los Servicios de Salud, conforme a las disposiciones del Código Sanitario, la autorización y el control de la aplicación y el manejo de las sustancias radiactivas en instalaciones radiactivas o en equipos generadores de radiaciones ionizantes, y la prevención de los riesgos derivados de su uso y manipulación. Sin embargo, competirá a la Comisión Chilena de Energía Nuclear la autorización, el control y la prevención de riesgos respecto de las instalaciones radiactivas que se encuentren dentro de una instalación nuclear, y de las que, conforme al reglamento, sean declaradas de primera categoría. Los reglamentos de protección radiológica y de autorizaciones, en lo relativo a instalaciones radiactivas, serán firmados conjuntamente por los Ministros de Energía y de Salud.</p> <p>El Gobierno de Chile ha realizado diversos estudios del actual marco regulador y la disposición actual [39] [46] , el Gobierno ha identificado que no se cumple con los criterios del GSR Parte 1 [42] de la OIEA en materia del organismo regulador (ver [39]). Se identifican desviaciones en cuanto a los imperativos de independencia orgánica, funcional, personal y financiera del órgano regulador según lo dispuesto en el Art.8 de la Convención Sobre Seguridad Nuclear Decreto nº272 [13] que requiere que el órgano regulador se encargue de la aplicación del marco legislativo y reglamentario, y esté dotado de autoridad, competencia y recursos financieros y humanos adecuados para cumplir las responsabilidades que se le asignen. Asimismo, requiere que se adopten las medidas adecuadas para velar por una separación efectiva entre las funciones del órgano regulador y las de cualquier otro órgano o entidad a los que incumba el fomento o la utilización de la energía nuclear.</p> <p>Actualmente, se está trabajando en la separación de la vertiente regulatoria de la CCHEN hacia un nuevo esquema en el que el organismo regulador resultante posea las cualidades de independencia requeridas. El esquema que se pretende es el siguiente:</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
04 – Marco regulatorio
Condición 4.1
<pre> graph TD A[Ministerio de Energía] --> B[Comisión Nacional de Energía (CNE)] B --> C[Superintendencia de Electricidad y Combustibles (SEC) Organismo Regulador] C --> D[Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)] </pre> <p>Dicha decisión, de carácter ministerial, implica la redistribución hacia la SEC de los presupuestos que actualmente se destinan a la CCHEN para asuntos reguladores. La cuantía de los recursos presupuestarios que se destinan actualmente en la CCHEN a salarios y actividades regulatorias se ha caracterizado mediante mesas técnicas llevadas a cabo dentro de la CCHEN. En esta transición se conservarán dichos presupuestos y personal, pero para cubrir necesidades futuras será necesario que sean revisados en el momento que se tome la decisión sobre si apostar o no por un PNP. Para ello se está realizando internamente y en paralelo un análisis de la dotación de personas y cualificaciones necesarias para un PNP.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
En la actualidad Chile ya dispone de la CCHEN como organismo encargado de la regulación de actividades e instalaciones nucleares y radiactivas, así como de una base legal y reglamentaria al respecto, lo que le sitúa en un estadio avanzado de la Fase 1.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Debe resolverse la incompatibilidad de algunas de las funciones actuales de la CCHEN frente a los requisitos de independencia que establece la GSR Parte 1 [42].
<i>Recomendaciones</i>
A-04-001 - Formalizar organismo regulador independiente.
A-04-002 - Definición de estructura y requerimientos de personal para el regulador en un PNP.
A-04-003 - Definición de recursos financieros necesarios para el regulador en un PNP.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
04 – Marco regulatorio
Condición 4.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 25. El Gobierno debe buscar consejo del organismo regulador en temas relacionados con la radiación asociada a un programa nuclear de potencia.</p> <p>En Fase 1, un organismo regulador puede haber sido creado para la regulación de otras actividades e instalaciones distintas a una planta nuclear de potencia. En ese caso, debe considerarse si el alcance de tareas del organismo regulador será extendido o se requerirá la creación de un nuevo organismo regulador. Si dicho organismo regulador para otras actividades e instalaciones existe, es necesario que se involucre en la estructura organizativa de coordinación del programa. Asimismo, debe describirse el rol y funciones del organismo regulador en materia de seguridad radiológica relativa a un PNP.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se establece coordinación entre el gobierno y el organismo regulador como organismo experto en protección radiológica.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Entre las funciones actuales de la CCHEN (actual responsable de la regulación en la materia), la Ley nº18302 [3] dispone:</p> <ol style="list-style-type: none"> a) Asesorar al Supremo Gobierno en todos los asuntos relacionados con la energía nuclear, y en especial, en el estudio de tratados, acuerdos, convenios con otros países o con organismos internacionales, en la contratación de créditos o ayudas para los fines mencionados; en el estudio de disposiciones legales o reglamentarias relacionadas con el régimen de propiedad de los yacimientos de minerales, de materias fértiles, fisionables y radioactivos, con los peligros de la energía nuclear y con las demás materias que están a su cargo; b) Elaborar y proponer al Supremo Gobierno los planes nacionales para la investigación, desarrollo, utilización y control de la energía nuclear en todos sus aspectos; c) Ejecutar, por sí o de acuerdo con otras personas o entidades, los planes a que se refiere la letra b); d) Fomentar la investigación y aplicación pacífica de la energía nuclear en todas sus formas, tales como generación de energía eléctrica y térmica, exploración, explotación y refinación de minerales radioactivos, aplicaciones médicas, industriales y agrícolas; e) Propiciar la enseñanza, investigación y difusión de la utilización de la energía nuclear, y colaborar en ellas; f) Colaborar con el Servicio Nacional de Salud en la prevención de los riesgos inherentes a la utilización de la energía atómica, especialmente en los aspectos de higiene ocupacional, medicina del trabajo, contaminación ambiental, contaminación de los alimentos y del aire. Deberá mantener un sistema efectivo de control de riesgos para la protección de su propio personal, y para prevenir y controlar posibles problemas de contaminación ambiental dentro y alrededor de sus instalaciones nucleares;

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
04 – Marco regulatorio
Condición 4.2
<p>g) Ejercer en la forma que determine el Reglamento el control de la producción, adquisición, transporte, importación y exportación, uso y manejo de los elementos fértiles, fisionables y radioactivos, y Anualmente la Comisión proporcionará a las Comisiones de Minería y Economía y Comercio de ambas ramas del Congreso una memoria conteniendo el desarrollo de sus actividades.</p> <p>h) Anualmente la Comisión proporcionará a las Comisiones de Minería y Economía y Comercio de ambas ramas del Congreso una memoria conteniendo el desarrollo de sus actividades.</p> <p>Si bien tal y como se ha comentado en la condición 4.1 no se cumplen los requisitos de independencia orgánica, la CCHEN ya realiza actualmente estas tareas para el caso de las instalaciones y actividades radiactivas con las que cuenta el país actualmente.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
En la actualidad la CCHEN ya es el organismo de referencia en materia nuclear dentro del país, y por ello el gobierno tiene delegadas las actividades relacionadas con la energía nuclear sobre ésta.
<i>Áreas a desarrollar</i>
No aplica
<i>Recomendaciones</i>
No aplica

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
04 – Marco regulatorio
Condición 4.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 26. El Gobierno debe identificar prospectivamente aquellos managers senior que conformarán el organismo regulador.</p> <p>Aquellos senior manager que se identifiquen para conformar el organismo regulador y otras organizaciones deben iniciar los procesos de adquisición de conocimientos en materia reguladora y serán responsables de desarrollar la organización tan pronto empiece la Fase 2. Se debe evidenciar que han iniciado su proceso de formación así como que se han estudiado las diferentes aproximaciones reguladoras que existen.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifica la necesidad de disponer de staff senior en el organismo regulador. - Se identifican las capacitaciones requeridas para estos puestos. - Se definen los criterios de selección. - Se identifican las formaciones necesarias para cumplir con las capacitaciones requeridas. - Se evidencia que dicho personal ya ha iniciado dichas formaciones.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Tal y como se ha comentado en la condición 4.1, las actividades, funciones y recursos (personales y presupuestarios) en materia reguladora que hasta la actualidad forman parte de la CCHEN está previsto sean migradas hacia la SEC. Asimismo, se está realizando internamente y en paralelo un análisis de la dotación de personas y cualificaciones necesarias en caso de tomar la decisión de apostar por un PNP.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>En la actualidad ya existen procesos vivos de caracterización de las necesidades y requisitos aplicables al personal que conformará el organismo regulador.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Deben definirse las necesidades de personal, cualificaciones y formación necesaria para los perfiles senior que conformarán el organismo regulador en caso de apostar por un PNP.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p><i>No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción A-04-002.</i></p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
05 – Transparencia
Condición 5.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 39. El Gobierno debe establecer una política y guía para informar al público y las partes interesadas de los beneficios y riesgos de la energía nuclear para facilitar su participación en el proceso de decisión acerca de un potencial programa nuclear de potencia.</p> <p>El Principio 4 de los Principios Fundamentales de Seguridad [2], acerca de la justificación de la creación de instalaciones y actividades, indica que aquellas instalaciones y actividades que supongan un aumento del riesgo asociado a la radiación deben proveer un beneficio global. La decisión acerca de iniciar un PNP requiere de una amplia aceptación por parte de la sociedad de que dicho programa está justificado. El gobierno debe establecer un claro proceso de toma de decisión para justificar un PNP, y dicho proceso debe ser comunicado a las partes interesadas.</p> <p>El Gobierno debe garantizar que todas las partes interesadas tienen acceso a información general y fácilmente comprensible en materia de seguridad radiológica y seguridad nuclear y que disponen de oportunidades para expresar sus opiniones. Este rango de audiencias puede tener un rango de preocupaciones, niveles de conocimiento y experiencia, lo cual exige comunicación a diferentes niveles de detalle técnico, vía diferentes canales. Las opiniones públicas y comentarios deben ser convenientemente sintetizados y deben ser considerados como input en el proceso que lleva hacia la toma de decisión acerca de iniciar un PNP. Debe establecerse una política y estrategia nacional de informar al público y las partes interesadas de los beneficios y riesgos de la energía nuclear.</p> <p>Es posible que sean necesarios arreglos prácticos para garantizar la participación del público y las partes interesadas en el proceso de toma de decisión. Puede basarse en varios mecanismos, como debates y mítines públicos, procesos de consulta por Internet o incluso procesos de votación oficiales.</p> <p>Es necesaria una visión clara de quién conforma el público y demás partes interesadas, de cara a organizar la información y el proceso de participación. En esta fase, debe tenerse en consideración el uso de información restringida (por motivos comerciales o de seguridad, por ejemplo). Debe proveerse la lista de los elementos considerados en la política comunicativa así como los arreglos para informar e involucrar al público y las partes interesadas en el proceso de toma de decisión.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Existe un mandato claro del gobierno por el cual iniciar el proceso con los grupos interesados. - Se establecen y formalizan los criterios por los que el uso de la energía nuclear se justifica (beneficio vs riesgo). - Se establece una política de comunicación sobre la condición energética del país, las alternativas energéticas y sus pros y contras. - Se establece una política de comunicación transparente. - Se establecen mecanismos de recogida de opinión sobre la receptividad y conocimiento del público.
<i>Observaciones de la revisión</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
05 – Transparencia
Condición 5.1
<p>Chile dispone de la Ley de Transparencia n°20285 [56], mediante la cual la CCHEN informa de sus actividades (presupuestarias, estructura, participación, etc.) [57], lo cual aplica igualmente al proceso de levantamiento de capacidades y desarrollo de estudios acerca de la infraestructura nuclear del país.</p> <p>El Gobierno de Chile llevó a cabo en 2009 estudios de comunicación con el fin de recoger cuál es la percepción de la ciudadanía sobre diversos tópicos relacionados con la energía nuclear. En ellos [58] se realizó la Evaluación y Diagnóstico del conocimiento del público, así como se identificaron puntos a cubrir en futuros programas de formación e información pública para el de cara a generar un debate informado sobre los beneficios y riesgos de la energía nuclear. Dichas conclusiones inciden en la necesidad de una estrategia de educación energética.</p> <p>En 2015, la CCHEN llevó a cabo una recogida de opinión con sectores representativos y líderes de opinión [59], esta vez tras los eventos de Fukushima. Dicho estudio, con el objeto desarrollar una estrategia de comunicaciones que permita viabilizar una conversación informada, abierta y no sesgada, sobre energía nuclear y sus usos pacíficos relacionados con energía y medioambiente, contó con la participación de perfiles con nivel elevado de conocimiento.</p> <p>Ambos estudios han arrojado como resultado que es necesaria una inversión significativa de esfuerzos en informar al público y las partes interesadas. Los estudios concluyen que existe un alto grado de desinformación acerca de la energía nuclear y el contexto energético en que ella se enmarca.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Los procesos de recogida de opinión se han iniciado, lo cual permite iniciar la caracterización de los grupos de interés de cara a definir las futuras estrategias informativas a diferentes niveles.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>De cara al proceso de toma de decisión, debe invertirse significativamente en informar y formar al público y las partes interesadas en los usos y beneficios de la energía nuclear y el contexto energético del país, de cara a que su participación en el proceso de toma de decisión pueda realizarse bajo una opinión formada.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-05-001 – Debe definirse una estrategia comunicativa con el fin de formar e informar al público acerca de la energía nuclear y el contexto energético.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
05 – Transparencia
Condición 5.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 40. El Gobierno debe establecer un proceso para garantizar que son debidamente considerados los comentarios derivados de la consulta con las partes interesadas relevantes.</p> <p>La opinión pública y los comentarios deben ser apropiadamente considerados como un input en el proceso que lleva a la decisión de iniciar o no un PNP. La información y el proceso de consulta, incluyendo la cadencia, que lleva a la decisión de iniciar o no un PNP deben obviamente ser definidos por adelantado, explicados y ajustados según sea necesario, y adaptados en función de los comentarios del público y las partes interesadas. Para consolidar el proceso de confianza del público y las partes interesadas acerca de desarrollar o no un PNP, deben ser informados de cómo sus comentarios son tomados en cuenta.</p> <p>El Gobierno deberá informar a todas las partes interesadas acerca de las decisiones tomadas acerca de la implementación de un PNP, incluyendo los compromisos nacionales e internacionales a largo plazo para mantener la seguridad nuclear y la necesidad de medidas como establecer nuevas organizaciones, construir nuevas infraestructuras nacionales y hacer provisiones financieras para la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado. Dicha información debe ser proporcionada al público, los gobiernos locales, comités de representación de intereses locales, industria, medios de comunicación, organizaciones no gubernamentales y estados vecinos.</p> <p>Tal y como indica la GSR Parte 2 [60] requisito 5, los altos directivos deben asegurar que se realiza una adecuada interacción con las partes interesadas, estableciendo los medios apropiados de considerar en el proceso de toma de decisión aquellas dudas y expectativas relativas a seguridad que tengan las partes interesadas.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se definen los criterios y el proceso de cómo se tienen en cuenta las opiniones recogidas del público y las partes interesadas, de cara al proceso de toma de decisión sobre la implantación de un PNP. - Se evidencia la participación de las partes interesadas y que se toman en cuenta en los procesos de toma de decisión. - Se evidencia una aceptabilidad generalizada acerca de la implementación de un PNP incluyendo sus compromisos nacionales e internacionales relacionados con la seguridad.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente Chile no ha alcanzado el estadio en que se establece el método por el cual se incluirá la opinión pública y de las partes interesadas en el proceso de toma de decisión, ya que actualmente se encuentra en fase de definir una política comunicativa.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
05 – Transparencia
Condición 5.2
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario identificar qué procesos se utilizarán para tener en cuenta la opinión pública y de los grupos de interés para el proceso de toma de decisión.
<i>Recomendaciones</i>
A-05-002 – Identificación del proceso que se utilizará para tener en cuenta la opinión pública y de los grupos de interés para el proceso de toma de decisión.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 48. El Gobierno debe planificar el financiamiento para educación y formación, y para los centros de investigación y otras infraestructuras nacionales para dar soporte a la operación segura de las plantas nucleares..</p> <p>Tal y como indica la GSR Parte 1 [42], la política y estrategia nacional deben demostrar un compromiso a largo plazo con la seguridad. La política nacional debe ser promulgada como una declaración de intenciones por parte del Gobierno. La estrategia debe sentar los mecanismos para implementar la política nacional. En esta materia, debe tenerse en cuenta lo siguiente:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) La necesidad y aprovisionamiento de recursos humanos y financieros. b) La provisión y marco para la investigación y desarrollo. <p>Asimismo, la GSR Parte 1 [42] requiere la creación de competencias para todas aquellas partes con responsabilidad en la seguridad de instalaciones y actividades, incluyendo las partes autorizadas, el organismo regulador y las organizaciones que proveen servicios u opinión experta en materia de seguridad. Se deben desarrollar competencias, en el contexto del marco regulatorio para la seguridad, por medio de:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Formación técnica. - Aprendizaje a través de instituciones académicas y otros centros de enseñanza. - Trabajos de investigación y desarrollo. <p>Adicionalmente la GSR Parte 1 [42] también hace especial hincapié en la necesidad de desarrollo de competencias para la operación y control regulatorio de instalaciones y actividades mediante, o con la participación de, centros donde se lleven a cabo trabajos de investigación y desarrollo y aplicaciones prácticas en áreas clave para la seguridad.</p> <p>Deben considerarse los aspectos financieros para la educación básica y formación en materias relevantes de la seguridad nuclear, para la investigación que da soporte al desarrollo de la base de conocimiento nacional en seguridad nuclear, para la regulación nuclear y otros desarrollos de infraestructura nuclear. Se debe definir la lista de actividades identificadas por el Gobierno para financiar la educación, formación e investigación para apoyar el PNP nacional.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se comprende la escala de los costes de dichas actividades. - Existen directrices claras sobre cómo se financiarán.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente Chile no dispone de un proceso definido para la financiación de las fases del PNP.</p> <p>Actualmente, el proceso de levantamiento de capacidades, estudios y la preparación para el proceso de toma de decisión se financia mediante los presupuestos que recibe la CCHEN por parte del Gobierno. Estos presupuestos son anualmente distribuidos dentro de las áreas departamentales de la CCHEN en</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.1
<p>proporciones convenidas, pero siempre dando especial atención a aquellas áreas relacionadas con la seguridad, ya sean vías regulatorias, de investigación o estratégicas.</p> <p>Como parte de la Fase 1 en la que Chile se encuentra, continuará analizando y desarrollando las opciones de financiamiento del proceso completo de levantamiento de una infraestructura de seguridad para el PNP.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario profundizar en la definición de recursos financieros y humanos necesarios para el PNP, así como establecer y garantizar las provisiones económicas necesarias para todo el proceso como requisito de seguridad.
<i>Recomendaciones</i>
A-06-001 – Definir estrategia de financiación para el PNP.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 49. El Gobierno debe considerar las condiciones económicas a largo plazo de la operación de una planta nuclear para garantizar que la organización explotadora es capaz de garantizar la seguridad de sus plantas nucleares hasta el final de la vida planificada.</p> <p>En fases tempranas de planificación deben considerarse los medios para garantizar la financiación para la duración completa del PNP, y éstos deben ser confirmados con las apropiadas decisiones legislativas y gubernamentales así como en condiciones de licencia. El Gobierno debe también tener en cuenta los costes del organismo regulador y el financiamiento de la infraestructura nacional de soporte para la operación segura y regulación de las plantas nucleares.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se comprende el carácter largo placista y se exploran las alternativas de financiamiento posibles que garanticen la seguridad de sus plantas nucleares hasta el final de la vida planificada. - Se identifican modelos que aseguren confianza y atractividad para inversores y la viabilidad a largo plazo del propietario/operador en el cumplimiento de sus responsabilidades.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente Chile no dispone de un proceso definido para la financiación de las fases del PNP.</p> <p>Actualmente, el proceso de levantamiento de capacidades, estudios y la preparación para el proceso de toma de decisión se financia mediante los presupuestos que recibe la CCHEN por parte del Gobierno. Estos presupuestos son anualmente distribuidos dentro de las áreas departamentales de la CCHEN en proporciones convenidas, pero siempre dando especial atención a aquellas áreas relacionadas con la seguridad, ya sean vías regulatorias, de investigación o estratégicas.</p> <p>El Gobierno ha realizado el análisis de las diferentes estrategias de interacción entre el Estado y el Sector Privado [62], tratando de facilitar el financiamiento e inversiones, de manera que al término de la Fase 1 pueda seleccionarse la estrategia más adecuada para Chile. Asimismo, los costes asociados a la implantación física de una central nuclear en Chile han sido analizados en el estudio [63].</p> <p>Como parte de la Fase 1 en la que Chile se encuentra, continuará analizando y desarrollando las opciones de financiamiento del proceso completo de levantamiento de una infraestructura de seguridad para el PNP.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.2
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario profundizar en la definición de recursos financieros y humanos necesarios para el PNP, así como establecer y garantizar las provisiones económicas necesarias para todo el proceso como requisito de seguridad.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción A-06-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p><u>ACCIÓN 50.</u> El Gobierno debe considerar las diversas fuentes posibles para la financiación del organismo regulador.</p> <p>Tal y como indica la GSR Parte 1 [42], para que sea efectivamente independiente, el organismo regulador debe disponer de suficiente autoridad, suficientes recursos humanos y debe tener acceso a suficientes recursos económicos para la apropiada ejecución de las responsabilidades que le son asignadas. El organismo regulador debe ser capaz de realizar juicios y tomar decisiones regulatorias independientes, libres de indebidas influencias que puedan comprometer la seguridad, como presiones asociadas con el cambio de circunstancias políticas o condiciones económicas. Adicionalmente, el organismo regulador debe dar consejo independiente a los departamentos y cuerpos del Gobierno en materia relacionada con la seguridad de instalaciones y actividades.</p> <p>El Gobierno debe tener en cuenta los costes del organismo regulador y la financiación de la infraestructura nacional de apoyo a la operación segura y la regulación de las plantas nucleares, por lo que deben explorarse las diversas alternativas de posibles para su financiación y establecer los correspondientes planes para implementarlos.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se exploran las alternativas de financiamiento posibles que garanticen la independencia en las actividades y funciones del organismo regulador como punto importante para la seguridad. - Se establecen planes para la implementación de los modelos de financiación seleccionados.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente Chile no dispone de un proceso definido para la financiación de las fases del PNP.</p> <p>Actualmente, el proceso de levantamiento de capacidades, estudios y la preparación para el proceso de toma de decisión se financia mediante los presupuestos que recibe la CCHEN por parte del Gobierno. Estos presupuestos son anualmente distribuidos dentro de las áreas departamentales de la CCHEN en proporciones convenidas, pero siempre dando especial atención a aquellas áreas relacionadas con la seguridad, ya sean vías regulatorias, de investigación o estratégicas.</p> <p>En materia reguladora, en la actualidad se están realizando arreglos con el fin de independizar el organismo regulador de la disposición actual de la CCHEN (ver condición 4.1). Dicha decisión, de carácter ministerial, implica la redistribución hacia la SEC de los presupuestos que actualmente se destinan a la CCHEN para asuntos reguladores. La cuantía de los recursos presupuestarios que se destinan actualmente en la CCHEN a salarios y actividades regulatorias se ha caracterizado mediante mesas técnicas llevadas a cabo dentro de la CCHEN. En esta transición se conservarán dichos presupuestos y personal, pero para cubrir necesidades futuras será necesario que sean revisados en el momento que se tome la decisión sobre si apostar o no por un PNP. Para ello se está realizando</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.3
<p>internamente y en paralelo un análisis de la dotación de personas y cualificaciones necesarias para un PNP.</p> <p>El Gobierno ha realizado el análisis de las diferentes estrategias [62], tratando de facilitar el financiamiento e inversiones, de manera que al término de la Fase 1 pueda seleccionarse la estrategia más adecuada para Chile. Asimismo, los costes asociados a la implantación física de una central nuclear en Chile han sido analizados en el estudio [63]. Si bien este último informe no considera los costes del regulador, éstos deberán ser analizados y considerados.</p> <p>Como parte de la Fase 1 en la que Chile se encuentra, continuará analizando y desarrollando las opciones de financiamiento del proceso completo de levantamiento de una infraestructura de seguridad para el PNP.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario profundizar en la definición de recursos financieros y humanos necesarios para el PNP, así como establecer y garantizar las provisiones económicas necesarias para todo el proceso como requisito de seguridad.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción A-06-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.4
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 51. El Gobierno debe considerar las diferentes fuentes y mecanismos posibles de financiar la gestión de residuos radiactivos y el combustible gastado, el desmantelamiento de las plantas nucleares y la disposición de residuos radiactivos.</p> <p>Tal y como indica el requisito 10 de la GSR Parte 1 [42], el gobierno debe hacer provisiones para el desmantelamiento seguro de instalaciones, la gestión y disposición segura de residuos radiactivos generados en las instalaciones y actividades, y la gestión segura del combustible gastado. Así pues, se deben realizar provisiones financieras para:</p> <ol style="list-style-type: none"> a) Desmantelamiento de instalaciones. b) Gestión de residuos radiactivos, incluido su almacenamiento y disposición. c) Gestión de fuentes radiactivas y generadores de radiación en desuso. d) Gestión del combustible gastado. <p>Para estos puntos, se deben identificar aquellas fuentes y mecanismos de financiamiento, incluyendo las posibles provisiones legales.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se exploran y analizan las alternativas de financiamiento posibles que garanticen las provisiones económicas necesarias para la gestión de residuos radiactivos y el combustible gastado, el desmantelamiento de las plantas nucleares y la disposición de residuos radiactivos.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente Chile no dispone de un proceso definido para la financiación de las fases del PNP.</p> <p>Actualmente, el proceso de levantamiento de capacidades, estudios y la preparación para el proceso de toma de decisión se financia mediante los presupuestos que recibe la CCHEN por parte del Gobierno. Estos presupuestos son anualmente distribuidos dentro de las áreas departamentales de la CCHEN en proporciones convenidas, pero siempre dando especial atención a aquellas áreas relacionadas con la seguridad, ya sean vías regulatorias, de investigación o estratégicas.</p> <p>El Gobierno ha realizado el análisis de las diferentes estrategias [62], tratando de facilitar el financiamiento e inversiones, de manera que al término de la Fase 1 pueda seleccionarse la estrategia más adecuada para Chile. Asimismo, los costes asociados a la implantación física de una central nuclear en Chile han sido analizados en el estudio [63].</p> <p>Como parte de la Fase 1 en la que Chile se encuentra, continuará analizando y desarrollando las opciones de financiamiento del proceso completo de levantamiento de una infraestructura de seguridad para el PNP.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
06 – Financiación
Condición 6.4
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario profundizar en la definición de recursos financieros y humanos necesarios para el PNP, así como establecer y garantizar las provisiones económicas necesarias para todo el proceso como requisito de seguridad, y en particular el desmantelamiento y la gestión de residuos y del combustible gastado.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción A-06-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
07 – Organizaciones y contratistas externos de soporte
Condición 7.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 61. El Gobierno debe considerar la disponibilidad de experiencia, capacidad industrial y servicios técnicos que puedan dar soporte a la infraestructura de seguridad a largo plazo.</p> <p>Tal y como indica el requisito 20 de la GSR Parte 1 [42], el organismo regulador debe obtener asesoramiento técnico o experto profesional de otro tipo, o servicios según sea necesario en soporte a sus funciones regulatorias, sin que ello exima al organismo regulador de sus responsabilidades asignadas.</p> <p>En Fase 1, se deben hacer esfuerzos para identificar aquellas organizaciones expertas nacionales o internacionales que puedan dar soporte tanto al organismo regulador como a la organización explotadora. En caso de ser necesario establecer nuevas organizaciones o capacidades a nivel nacional, o bien si las organizaciones y capacidades existentes necesitan ser mejoradas, es necesario iniciar el proceso de planificación.</p> <p>El Gobierno debe iniciar la identificación de organizaciones industriales que puedan participar tanto en la construcción civil como en el suministro de estructuras, sistemas y componentes. Durante la operación, dichas organizaciones pueden proveer soporte en el mantenimiento de la planta y los equipos que han suministrado.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se realizan estudios sobre las capacidades de la industria nacional. - Se definen las relaciones entre los organismos y las empresas de soporte.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>El Gobierno de Chile ha iniciado el levantamiento de capacidades nacionales de cara a proveer soporte en la infraestructura de seguridad en un potencial PNP.</p> <p>Para la evaluación de las necesidades, así como los estudios de costes posteriores, se ha considerado una modelación de planta específica. En el estudio [63] se concretan los requerimientos y características generales en términos de requerimientos de materiales y estándares de calidad de una planta nuclear. En este estudio se ha excluido la isla nuclear dado que esta generalmente es suministrada en bloque por el contratista nuclear.</p> <p>A nivel nacional, Chile dispone de experiencia en la realización de proyectos de gran envergadura y complejidad que han sido estudiados en el informe [64] para analizar las empresas e inversores participantes, así como los recursos necesarios. Adicionalmente, se ha realizado el estudio de aquellas entidades participantes en el diseño, construcción y explotación de los dos reactores experimentales RECH-1 y RECH-2 [65].</p> <p>En Chile el Estado no decide quien participa en los proyectos, sino que sólo actúa como facilitador través de acciones de difusión y de apoyo a la calidad y desarrollo de la industria. Para analizar los planes de fomento nacional y cómo éstos pueden resultar de utilidad para el desarrollo de capacidades nacionales</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
07 – Organizaciones y contratistas externos de soporte
Condición 7.1
<p>y la implantación de una infraestructura nuclear de seguridad en el marco de un potencial PNP, se realizó el estudio [66].</p> <p>Para complementar estas evaluaciones, se ha realizado un estudio de proveedores locales [67], así como de asociaciones y conglomerados dentro de la industria nacional [68]. Por último, el estudio [REF “Normas y estándares chilenos”] analiza las normas y estándares chilenos de aplicación en la industria nacional y que podrían considerarse en alguna fase del desarrollo del PNP.</p> <p>Dada la economía de libre mercado chilena, los programas de fomento nacional son la herramienta del Gobierno para situar en la mejor de las posiciones a la industria nacional en los procesos de licitación, y por ello deberá incentivarse especialmente durante el avance hacia el PNP. La decisión de apostar o no por iniciar un PNP requerirá el estudio de las fórmulas de suministro más adecuadas (“llave en mano”, etc.).</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Se ha llevado a cabo el estudio de las capacidades nacionales, concluyéndose que en Chile existe una extensa experiencia en obras complejas y de gran envergadura (en construcción, ingeniería, diseño y gestión), lo que facilita una potencial participación de la industria local en la construcción de un PNP, significando un importante desarrollo.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario profundizar en establecer conversaciones con dichas empresas nacionales y establecer cuál será la relación entre las organizaciones.</p>
<i>Recomendaciones</i>
A-07-001 – Diálogos con empresas del sector y conformado de conglomerado de empresas nucleares.
A-07-002 – Definición de programa de fomento de industria nuclear.
A-07-003 – Estudio de las alternativas de suministro más convenientes para un PNP en Chile.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
07 – Organizaciones y contratistas externos de soporte
Condición 7.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 62. El Gobierno debe evaluar la necesidad de crear o mejorar las organizaciones nacionales para proveer soporte técnico al organismo regulador y el organismo operador para la operación segura de las plantas nucleares.</p> <p>Las funciones de las organizaciones dedicadas al soporte externo pueden incluir la realización de análisis independientes o investigación y asistencia técnica en la resolución de asuntos regulatorios específicos. Los siguientes asuntos técnicos también pueden ser considerados: dosimetría personal y monitorización radiológica ambiental, inspección en servicio y pruebas, mantenimiento de equipos técnicos especiales y actividades metrológicas. Las organizaciones de soporte externas pueden también cumplir funciones a largo plazo como servir de centros de formación técnica y mantenimiento de la experiencia en seguridad nuclear y radiológica.</p> <p>El tamaño, alcance y responsabilidades de las organizaciones externas de soporte se determina de forma acorde con las necesidades específicas de las organizaciones a las que proveen apoyo. Las organizaciones de soporte deben ser suficientemente flexibles para permitir cambios en el tiempo, conforme las organizaciones a las que soportan también evolucionan.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se realizan estudios sobre la necesidad de crear o mejorar organizaciones externas de soporte.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, las actividades de soporte técnico son realizadas principalmente por la CCHEN. Se encuentra en proceso de evaluación que la CCHEN desempeñe el rol de organización de soporte técnico en materias nucleares y de protección radiológica a la autoridad reguladora o a la industria nuclear.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario definir quién realizará las funciones de organización de soporte técnico.
<i>Recomendaciones</i>
A-07-004 – Creación organización de soporte técnico.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
08 – Liderazgo y gestión para la seguridad
Condición 8.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 72. El gobierno debe tener en cuenta el papel esencial del liderazgo y la gestión de la seguridad para lograr un alto nivel de seguridad y fomentar la cultura de seguridad dentro de las organizaciones.</p> <p>El Principio 3 de los Fundamentos de Seguridad [2] del OIEA sobre Liderazgo y Gestión para la Seguridad establece que "se debe establecer y mantener un liderazgo y una gestión efectivos de la seguridad en las organizaciones que se ocupan de los riesgos de radiación y en las instalaciones y actividades que dan lugar a ellos".</p> <p>Todas las medidas adoptadas por las organizaciones pertinentes deben incluirse en el marco de un sistema de gestión eficaz. Los sistemas de gestión eficientes y eficaces constituyen un elemento transversal de la infraestructura de seguridad aplicable a todas las organizaciones que participan en el programa de energía nuclear.</p> <p>El liderazgo en seguridad debe ser demostrado en todos los niveles en las organizaciones. La seguridad debe lograrse y mantenerse mediante un sistema de gestión eficaz. Un sistema de gestión eficaz garantizará, de manera coherente, que la seguridad no se verá comprometida por otros requisitos o exigencias. Los sistemas de gestión deberían garantizar, entre otras cosas, la promoción de una cultura de la seguridad en todos los niveles de la organización, la evaluación periódica del desempeño en materia de seguridad operacional y la aplicación de las enseñanzas extraídas de la experiencia, incluido el reconocimiento y tratamiento de posibles precursores de accidentes. También deben tenerse en cuenta factores humanos, teniendo debidamente en cuenta todas las posibles interacciones de los individuos en todos los niveles con la tecnología y con las organizaciones. La organización debe ser capaz de demostrar el cumplimiento efectivo de sus requisitos del sistema de gestión.</p> <p>Se debe considerarse cómo el gobierno tiene en cuenta el papel esencial del liderazgo y la gestión de la seguridad para lograr un alto nivel de seguridad y fomentar la cultura de seguridad dentro de las organizaciones.</p> <p>Los sistemas de gestión eficientes y eficaces constituyen un elemento transversal de la infraestructura de seguridad aplicable a todas las organizaciones que participan en el programa de energía nuclear. GSR Part 2 [60] establece que el sistema de gestión debe ser establecido, implementado, evaluado y mejorado continuamente. Se ajustará a los objetivos de la organización y contribuirá a su consecución. Los requisitos establecidos en GSR Part 2 [60] proporcionan la base para los sistemas de gestión, los cuales deben ser establecidos antes de que las acciones sean llevadas a cabo por las organizaciones aplicables en la fase aplicable. La organización debe ser capaz de demostrar el cumplimiento efectivo de sus requisitos del sistema de gestión.</p> <p>Los sistemas de gestión deberían garantizar, entre otras cosas, la promoción de una cultura de la seguridad en todos los niveles de la organización, la evaluación periódica del desempeño en materia de seguridad operacional y la aplicación de las enseñanzas extraídas de la experiencia, incluido el reconocimiento y tratamiento de posibles precursores de accidentes.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
08 – Liderazgo y gestión para la seguridad
Condición 8.1
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se evidencia que la seguridad nuclear y la cultura de seguridad se reconoce en todas las organizaciones. - Se evidencia la importancia del uso pacífico de la energía nuclear en todas las organizaciones.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>El Gobierno de Chile ha demostrado, mediante la promulgación de leyes y la creación de los respectivos organismos, que reconoce como primordial la seguridad nuclear y sus usos pacíficos.</p> <p>La Ley de Seguridad Nuclear [3], vigente en Chile desde 1984, tiene por objeto proveer a la protección de la salud, la seguridad y el resguardo de las personas, los bienes y el medio ambiente de los daños que las actividades relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear puedan provocar. Ello demuestra el compromiso del Estado con la seguridad nuclear.</p> <p>El gobierno chileno crea mediante la Ley nº16319 [4] la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) con el objeto de atender los problemas relacionados con la producción, adquisición, transferencia, transporte y uso pacífico de la energía atómica y de los materiales fértiles, fisionables y radioactivos). Entre sus funciones, se destacan:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Fomentar la investigación y aplicación pacífica de la energía nuclear en todas sus formas, tales como generación de energía eléctrica y térmica, exploración, explotación y refinación de minerales radioactivos, aplicaciones médicas, industriales y agrícolas; - Propiciar la enseñanza, investigación y difusión de la utilización de la energía nuclear, y colaborar en ellas; <p>Es responsabilidad de la CCHEN la supervisión de la seguridad nuclear.</p> <p>Asimismo, la firma de Convenios y Tratados internacionales evidencian el compromiso de Chile con el uso pacífico de la energía nuclear.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
Se demuestra la concienciación del Gobierno y los estamentos para / con la seguridad nuclear.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario desarrollar una mayor concienciación y protagonismo de la Cultura de Seguridad en los todos los procesos. Asimismo, no se identifican Sistemas de Gestión definidos, por lo que deben desarrollarse.
<i>Recomendaciones</i>
A-08-001 – Desarrollo de un Sistema de Gestión.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
08 – Liderazgo y gestión para la seguridad
Condición 8.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 73. El gobierno debe asegurarse de que todas las actividades llevadas a cabo se incluyan en el marco de un sistema de gestión eficaz.</p> <p>Los requisitos establecidos en GSR Part 2 [60] proporcionan la base para los sistemas de gestión, los cuales deben ser establecidos antes de que las acciones sean llevadas a cabo por las organizaciones aplicables en la fase aplicable. Todas las medidas adoptadas por las organizaciones pertinentes deben incluirse en el marco de un sistema de gestión eficaz. Los sistemas de gestión eficientes y eficaces constituyen un elemento transversal de la infraestructura de seguridad aplicable a todas las organizaciones que participan en el programa de energía nuclear. La organización debe ser capaz de demostrar el cumplimiento efectivo de sus requisitos del sistema de gestión.</p> <p>La organización mantendrá la responsabilidad general del sistema de gestión cuando una organización externa participe en el trabajo de desarrollo de todo o parte del sistema de gestión. Se vigilará y medirá la eficacia del sistema de gestión para confirmar la capacidad de los procesos para lograr los resultados previstos y para identificar oportunidades de mejora.</p> <p>Debería demostrarse un marco establecido de un sistema de gestión eficaz que incluya todas las actividades a realizar.</p> <p>El principal objetivo del sistema de gestión será conseguir y mejorar la seguridad mediante:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Recuperar de manera coherente todos los requisitos para la gestión de la organización; - Describir las acciones planificadas y sistemáticas necesarias para proporcionar una confianza suficiente para satisfacer todos estos requisitos; - Asegurar que los requisitos sanitarios, medioambientales, de seguridad, de calidad y económicos no se consideren por separado de los requisitos de seguridad, para ayudar a evitar su posible impacto negativo en la seguridad. <p>La eficacia del sistema de gestión debe supervisarse y medirse para confirmar la capacidad de los procesos para lograr los resultados previstos y para identificar oportunidades de mejora. Se esperan arreglos legislativos para describir el papel de una gestión eficaz y su alcance para describir el marco de un sistema de gestión eficaz.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se comprenden los requisitos del sistema de gestión. - Existe plan para implementar el sistema de gestión en organizaciones futuras.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
08 – Liderazgo y gestión para la seguridad
Condición 8.2
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>La CCHEN representa la principal entidad participante en el sector nuclear en Chile. Anualmente remite al Ministerio de Energía, y con carácter público, los llamados Balances de Gestión Integral [69]. En estos reportes, la CCHEN define los siguientes puntos:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Objeto de la organización. - Definición estratégica. - Organigrama y estructura. - Recursos humanos. - Control de la gestión. - Control de la Calidad. - Compromisos nacionales e internacionales. <p>La CCHEN dispone de un sistema de gestión vehiculado a través de su Manual de Calidad [70], basado en ISO 9001-2008. Asimismo, tanto la fábrica de elementos combustibles como los reactores RECH-1 y RECH-2 disponen de sus propios procedimientos de gestión que, entre otros, tratan la seguridad nuclear de las instalaciones.</p> <p>En el marco del programa de Fortalecimiento Institucional Participativo [71] de la CCHEN se encuentra en proceso la implementación de una política de gestión institucional y de personas.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Chile demuestra en las actividades que realiza actualmente que existe una estructura de gestión orientada hacia la seguridad nuclear. Adicionalmente, se tiene identificada y se encuentran procesos activos de mejora de la gestión institucional en la CCHEN.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario profundizar en el desarrollo de Sistemas de Gestión que cubran de forma explícita los requisitos establecidos por la OIEA en GSR Part 2 [60] en materia de seguridad nuclear, haciendo especial hincapié en el desarrollo de la Cultura de Seguridad. Para ello, se propone la adaptación de los actuales manuales de gestión a los requisitos indicados por la OIEA.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p><i>No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción A-08-001.</i></p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
08 – Liderazgo y gestión para la seguridad
Condición 8.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 74. Al identificar a los altos directivos de las posibles organizaciones que deben establecerse, el gobierno debe buscar personas con capacidades de liderazgo y una actitud que haga hincapié en la cultura de seguridad.</p> <p>Los altos directivos definirán la misión, las estrategias, los objetivos y las políticas de las organizaciones y tomarán decisiones en consecuencia. Al identificar a las personas que ocupen los primeros puestos en la organización operativa y en el órgano regulador, se debe dar prioridad a las personas con capacidades de liderazgo y actitudes que hagan hincapié en la cultura de seguridad.</p> <p>Se espera tener en cuenta la capacidad de liderazgo y una actitud que haga hincapié en la cultura de seguridad en la identificación de los altos directivos de las futuras organizaciones.</p> <p>Debe otorgarse gran importancia a la selección de los altos directivos para establecer una gestión eficaz centrada en mantener la seguridad como primordial. Los altos directivos definirán la misión, las estrategias, los objetivos y las políticas de las organizaciones y tomarán decisiones en consecuencia.</p> <p>Se espera establecer un criterio establecido para la selección de directivos adecuados para las posibles organizaciones con capacidades de liderazgo y una actitud que haga hincapié en la cultura de seguridad.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se establecen planes para disponer de líderes con capacidades de liderazgo y una actitud en pro de la cultura de seguridad. Dichos líderes promueven la seguridad nuclear, la protección física y las salvaguardias.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, la CCHEN aglutina los perfiles de mayor conocimiento en materia nuclear de Chile. Se están desarrollando sesiones de sensibilización y concienciación en materia de seguridad nuclear y cultura de seguridad para el personal de la CCHEN. El objetivo de estas actividades es promover como pilar fundamental la seguridad nuclear en todos los procesos y a todos los niveles.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario introducir las capacidades de liderazgo y cultura de seguridad en la búsqueda y capacitación de los recursos humanos que conformen la alta dirección de las organizaciones existentes y aquellas que se puedan crear en el marco de un PNP.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

08 – Liderazgo y gestión para la seguridad

Condición 8.3

Recomendaciones

*No se genera nueva acción ya que se considera englobada dentro de la acción **A-09-001**.*

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 85. El gobierno debe considerar una estrategia para atraer, capacitar y retener un número adecuado de expertos para satisfacer las necesidades de todas las organizaciones involucradas en asegurar la seguridad en un programa de energía nuclear.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Requisito 11. El gobierno deberá prever la creación y el mantenimiento de la competencia de todas las partes que tengan responsabilidades en relación con la seguridad de las instalaciones y actividades.</p> <p>Las organizaciones cubiertas por este requisito incluyen el organismo regulador, la organización operativa, las organizaciones de investigación y las organizaciones de apoyo externo, las organizaciones industriales y las organizaciones que prestan servicios técnicos.</p> <p>El marco de competencia para el organismo regulador se encuentra en IAEA-TECDOC-1254 [72].</p> <p>La Guía de Seguridad NS-G-2.8 [73] proporciona orientación para la contratación, la capacitación y las calificaciones de la organización operadora.</p> <p>Atraer talento para el programa nuclear puede resultar desafiante si hay otras áreas de alta tecnología como infraestructura tecnológica, petróleo, etc., que compiten por la contratación en el país. Por lo tanto, los incentivos y beneficios adicionales pueden tener que ser considerados.</p> <p>Debe prestarse la debida atención a la obtención de recursos humanos, ya que la pérdida de capital humano capacitado puede poner en peligro la implementación y la sostenibilidad de la infraestructura de seguridad. A la luz de la experiencia de los Estados en desarrollo, debería elaborarse una estrategia para atraer y retener dentro del personal estatal de alta calidad. Esta estrategia podría incluir medidas tales como arreglos de retorno adecuados para los pasantes enviados a otros Estados, sueldos suficientes, buenas condiciones de trabajo y puestos de trabajo. Además, todas las organizaciones nacionales con funciones relacionadas con la seguridad, especialmente el organismo regulador, deberían contar con los medios necesarios para atraer y retener personal de alta calidad, en competencia potencial con la organización operativa y las organizaciones industriales.</p> <p>Se espera una descripción de la estrategia del gobierno en cuanto a motivación, incentivos, competitividad a las otras áreas de alta tecnología.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se delinear las estrategias para el reclutamiento y mantenimiento del personal. - Se identifican aquellos recursos humanos extranjeros que serán necesarios. - Se identifica el alcance de la cooperación internacional así como de los suministradores. - Se reconoce la necesidad de programas de cualificación y certificación de personal. - Evidencia de que las organizaciones implicadas participan del proceso de desarrollo y revisión de los planes.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.1
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile se encuentra en proceso de definición de las necesidades de recursos humanos para el desarrollo de una infraestructura de seguridad para un potencial PNP. En este contexto, se plantea la delineación de planes de atracción de talento, retención de perfiles cualificados, así como planes de capacitación del personal. Para ello, ha considerado los siguientes pasos en el desarrollo:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Identificar las actividades a realizar en cada una de las fases del PNP. 2. Identificar las competencias necesarias para llevar a cabo dichas actividades. 3. Identificar los recursos necesarios que deben contar con esas competencias para realizar las actividades. 4. Creación de los perfiles de cada recurso necesario. 5. Identificación de brechas existentes en cuanto a recursos humanos 6. Creación de plan de formación <p>Adicionalmente se generarán estrategias para el desarrollo de una Cultura de Seguridad en todos los ámbitos.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario desarrollar planes de creación, atracción y retención de talento, así como la definición de los diferentes perfiles y capacitaciones necesarias para los participantes de las distintas organizaciones en un PNP.
<i>Recomendaciones</i>
A-09-001 – Desarrollo de recursos humanos para el PNP.
A-09-002 – Definición de estrategia para la creación, atracción y retención de talento.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 86. El gobierno debe identificar las competencias requeridas en áreas relacionadas con la seguridad nuclear y el número aproximado de expertos necesarios.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Párrafo 2.34. Como elemento esencial de la política y estrategia nacionales de seguridad, se pondrá a disposición la formación profesional necesaria para mantener la competencia de un número suficiente de personal debidamente calificado y experimentado.</p> <p>GSR Parte 2 Requisito 9. La alta dirección debe determinar y proveer las competencias y recursos necesarios para llevar a cabo de forma segura las actividades de la organización.</p> <p>En GS-G-1.1 [74] se ofrecen recomendaciones sobre el desarrollo de los recursos humanos para el órgano regulador.</p> <p>Proporcionar una identificación de las competencias requeridas en áreas relacionadas con la seguridad nuclear y el número aproximado de expertos necesarios.</p> <p>El marco de competencia para el organismo regulador está contenido en IAEA-TECDOC-1254 [72]. La Guía de Seguridad NS-G-2.8 [73] proporciona orientación para la contratación, la capacitación y las calificaciones de la organización operadora.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Párrafo 2.35: Se requerirá el desarrollo de competencia para todas las partes responsables de la seguridad de las instalaciones y actividades, incluidas las partes autorizadas, el órgano regulador y las organizaciones que prestan servicios o asesoramiento especializado en cuestiones relacionadas con la seguridad. La competencia se construirá, en el contexto del marco regulador de la seguridad, por medios tales como:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Formación técnica; - Enseñanza a través de instituciones académicas y otros centros de formación; - Trabajo de investigación y desarrollo. <p>En fases posteriores, la experiencia debe estar disponible para la puesta en marcha, la operación, el mantenimiento y la gestión de desechos radiactivos. En el área de operación y mantenimiento, la lista de conocimientos técnicos necesarios también debe incluir principios de seguridad operacional, cultura de seguridad y protección contra las radiaciones.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican aquellas competencias de personal necesarias para garantizar la seguridad nuclear.
<i>Observaciones de la revisión</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.2
<p>Actualmente, Chile se encuentra en proceso de definición de las necesidades de recursos humanos para el desarrollo de una infraestructura de seguridad para un potencial PNP. En este contexto, se plantea la delineación de planes de atracción de talento, retención de perfiles cualificados, así como planes de capacitación del personal. Para ello, ha considerado los siguientes pasos en el desarrollo:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Identificar las actividades a realizar en cada una de las fases del PNP. 2. Identificar las competencias necesarias para llevar a cabo dichas actividades. 3. Identificar los recursos necesarios que deben contar con esas competencias para realizar las actividades. 4. Creación de los perfiles de cada recurso necesario. 5. Identificación de brechas existentes en cuanto a recursos humanos 6. Creación de plan de formación <p>Adicionalmente se generarán estrategias para el desarrollo de una Cultura de Seguridad en todos los ámbitos.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario desarrollar planes de creación, atracción y retención de talento, así como la definición de los diferentes perfiles y capacitaciones necesarias para los participantes de las distintas organizaciones en un PNP.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se genera nueva acción ya que se considera englobado dentro de las acciones A-09-001 y A-09-002.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 87. El gobierno debería identificar instituciones nacionales e internacionales de otros Estados que pudieran proporcionar educación y capacitación en torno a la seguridad nuclear.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Párrafo 2.35: Se requerirá el desarrollo de competencia para todas las partes responsables de la seguridad de las instalaciones y actividades, incluidas las partes autorizadas, el órgano regulador y las organizaciones que prestan servicios o asesoramiento especializado en cuestiones relacionadas con la seguridad. La competencia se construirá, en el contexto del marco regulador de la seguridad, por medios tales como:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Formación técnica; - Enseñanza a través de instituciones académicas y otros centros de formación; - Trabajo de investigación y desarrollo. <p>La experiencia demuestra que, antes de que se establezcan los programas de educación y formación, podría ser útil aprovechar las oportunidades de educación en instituciones de otros Estados, enviar a los aprendices nucleares al extranjero y contratar especialistas de otros Estados para impartir educación y formación académica y práctica, para comenzar a desarrollar los recursos humanos desde la fase más temprana.</p> <p>A la hora de decidir enviar a los alumnos a otros estados, se deberían incorporar medidas adecuadas para garantizar su retorno, ya que la experiencia ha demostrado que existe la posibilidad de perder a los alumnos después de adquirir la experiencia.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las organizaciones que darán apoyo en desarrollo y capacitación de recursos humanos. - Se identifica un plan de desarrollo de competencias nacionales (a través de escuelas, universidades institutos e industria).
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile se encuentra en proceso de definición de las necesidades de recursos humanos para el desarrollo de una infraestructura de seguridad para un potencial PNP. En este contexto, se plantea la delineación de planes de atracción de talento, retención de perfiles cualificados, así como planes de capacitación del personal. Para ello, ha considerado los siguientes pasos en el desarrollo:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Identificar las actividades a realizar en cada una de las fases del PNP. 2. Identificar las competencias necesarias para llevar a cabo dichas actividades. 3. Identificar los recursos necesarios que deben contar con esas competencias para realizar las actividades. 4. Creación de los perfiles de cada recurso necesario. 5. Identificación de brechas existentes en cuanto a recursos humanos 6. Creación de plan de formación

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.3
<p>Adicionalmente se generarán estrategias para el desarrollo de una Cultura de Seguridad en todos los ámbitos.</p> <p>El personal de la CCHEN realiza intercambios formativos con otras instituciones internacionales para la capacitación del personal. Algunas organizaciones con las que ha realizado colaboraciones son:</p> <p>Adicionalmente, también se han realizado <i>workshops</i> como "<i>IAEA Advisory Mission on Human Resource Needs for a Nuclear Power Program</i>", en los que también participaron distintos representantes de diversos grupos de interés, como universidades, gobierno e industria.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario desarrollar estudios de identificación de instituciones y planes formativos que puedan participar en la capacitación y desarrollo de recursos humanos, y la evaluación de cómo deben ser complementados para cubrir las necesidades identificadas.
<i>Recomendaciones</i>
A-09-003 – Estudio de instituciones y centros formativos que pueden dar soporte al desarrollo de recursos humanos en un potencial PNP.
<i>No se generan acciones adicionales ya que se consideran englobadas dentro de las acciones A-09-001 y A-09-002.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.4
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 88. El gobierno debe identificar brechas en la capacitación relacionada con la seguridad en las instituciones de capacitación existentes y debe planear fortalecer las instituciones de capacitación existentes o establecer nuevas instituciones de capacitación para llenar estas brechas.</p> <p>El análisis de las carencias también debe incluir el examen de las capacidades actuales de las instalaciones académicas existentes y de los centros de investigación y desarrollo, así como de las instituciones de formación técnica para impartir formación en determinados ámbitos de conocimientos técnicos que serán necesarios para la concesión de licencias. El análisis de la brecha debe conducir a conclusiones sobre la adecuación de las capacidades actuales para satisfacer las necesidades identificadas en áreas tales como física de reactor, hidráulica térmica, química, radioprotección, ciencia de materiales, análisis de resistencia, tecnología de confiabilidad, ingeniería mecánica, ingeniería civil, tierra ciencias, impacto ambiental radiológico, ingeniería eléctrica, ingeniería de instrumentación y control, ciencia del comportamiento humano, pruebas de materiales, gestión de proyectos y gestión organizacional.</p> <p>Las posibilidades de colaboración en el desarrollo de los recursos humanos con los posibles Estados proveedores y otros Estados en los que se explotan las centrales nucleares deben explorarse en una fase temprana.</p> <p>Debería llevarse a cabo un amplio informe sobre la evaluación de las lagunas en las capacitaciones relacionadas con la seguridad de las instituciones de capacitación existentes requeridas para la concesión de licencias, el funcionamiento y la supervisión de las centrales nucleares.</p> <p>Deben establecerse planes establecidos del gobierno para:</p> <ul style="list-style-type: none"> - - Fortalecimiento de las instituciones existentes para llenar los vacíos identificados. - - Establecer nuevas instituciones de formación para atender las necesidades identificadas. - - Colaborar con instituciones de otros estados.
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las mejoras a implementar en formación.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile se encuentra en proceso de definición de las necesidades de recursos humanos para el desarrollo de una infraestructura de seguridad para un potencial PNP. En este contexto, se plantea la delineación de planes de atracción de talento, retención de perfiles cualificados, así como planes de capacitación del personal. Para ello, ha considerado los siguientes pasos en el desarrollo:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Identificar las actividades a realizar en cada una de las fases del PNP. 2. Identificar las competencias necesarias para llevar a cabo dichas actividades.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.4
<ol style="list-style-type: none"> 3. Identificar los recursos necesarios que deben contar con esas competencias para realizar las actividades. 4. Creación de los perfiles de cada recurso necesario. 5. Identificación de brechas existentes en cuanto a recursos humanos 6. Creación de plan de formación <p>Adicionalmente se generarán estrategias para el desarrollo de una Cultura de Seguridad en todos los ámbitos.</p> <p>El personal de la CCHEN realiza intercambios formativos con otras instituciones internacionales para la capacitación del personal. Algunas organizaciones con las que ha realizado colaboraciones son:</p> <p>Adicionalmente, también se han realizado <i>workshops</i> como "<i>IAEA Advisory Mission on Human Resource Needs for a Nuclear Power Program</i>", en los que también participaron distintos representantes de diversos grupos de interés, como universidades, gobierno e industria.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario desarrollar estudios de identificación de instituciones y planes formativos que puedan participar en la capacitación y desarrollo de recursos humanos, y la evaluación de cómo deben ser complementados para cubrir las necesidades identificadas.
<i>Recomendaciones</i>
A-09-003 – Estudio de instituciones y centros formativos que pueden dar soporte al desarrollo de recursos humanos en un potencial PNP.
<i>No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de las acciones A-09-001 y A-09-002.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.5
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 89. El gobierno debe asegurar que los posibles altos directivos del regulador identificados por el gobierno y los posibles expertos en seguridad que participen en el programa de energía nuclear adquieran una comprensión de los principios y criterios de la seguridad nuclear.</p> <p>El gobierno debe tomar las medidas necesarias para asegurar que los posibles altos directivos del regulador identificados por el gobierno y los posibles expertos en seguridad que participen en el programa de energía nuclear adquieran una comprensión de los principios y criterios de seguridad nuclear. Se puede considerar la experiencia previa de los altos reguladores y expertos en seguridad, así como arreglos para la participación en consultas con sus pares de países con programas maduros, así como en seminarios internacionales, talleres y cursos de capacitación.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Párrafo 2.36., El gobierno: Deberá establecer un nivel de competencia necesario para las personas con responsabilidades en relación con la seguridad de las instalaciones y actividades.</p> <p>Se espera que se entiendan los principios y criterios de la seguridad nuclear por parte de los posibles reguladores senior y posibles expertos en seguridad que participarán en el programa de energía nuclear. Debería demostrarse un criterio establecido para desarrollar la competencia de los posibles reguladores senior y expertos en seguridad que participarán en el programa de energía nuclear y evidenciar su implementación.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se definen las capacitaciones básicas para los altos directivos del organismo regulador, que tengan en cuenta los principios y criterios de seguridad nuclear.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile se encuentra en proceso de definición de las necesidades de recursos humanos para el desarrollo de una infraestructura de seguridad para un potencial PNP. En este contexto, se plantea la delineación de planes de atracción de talento, retención de perfiles cualificados, así como planes de capacitación del personal. Para ello, ha considerado los siguientes pasos en el desarrollo:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Identificar las actividades a realizar en cada una de las fases del PNP. 2. Identificar las competencias necesarias para llevar a cabo dichas actividades. 3. Identificar los recursos necesarios que deben contar con esas competencias para realizar las actividades. 4. Creación de los perfiles de cada recurso necesario. 5. Identificación de brechas existentes en cuanto a recursos humanos 6. Creación de plan de formación <p>Adicionalmente se generarán estrategias para el desarrollo de una Cultura de Seguridad en todos los ámbitos.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
09 – Desarrollo de recursos humanos
Condición 9.5
<p>El personal de la CCHEN realiza intercambios formativos con otras instituciones internacionales para la capacitación del personal. Algunas organizaciones con las que ha realizado colaboraciones son:</p> <p>Adicionalmente, también se han realizado <i>workshops</i> como "<i>IAEA Advisory Mission on Human Resource Needs for a Nuclear Power Program</i>", en los que también participaron distintos representantes de diversos grupos de interés, como universidades, gobierno e industria.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario definir las capacitaciones que se requerirán para los directivos superiores del organismo regulador y que consideren especialmente los principios y requisitos de seguridad nuclear.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de las acciones A-04-004, A-09-001 y A-09-002.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p><u>ACCIÓN 99.</u> El gobierno debe considerar en qué áreas el conocimiento es necesario para evaluar y analizar los aspectos relacionados con la seguridad de un proyecto de planta de energía nuclear y debe identificar centros de investigación que puedan iniciar programas de investigación en áreas de conocimiento relacionadas con la seguridad.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Párrafo 2.3. La política y la estrategia nacionales de seguridad deberán expresar un compromiso a largo plazo con la seguridad. La política nacional será promulgada como una declaración de la intención del gobierno. La estrategia establecerá los mecanismos de aplicación de la política nacional. En la política y estrategia nacionales, se tendrán en cuenta lo siguiente: (...) e) La disposición y el marco para la investigación y el desarrollo; Las actividades nacionales de investigación deberían ser consideradas e iniciadas tan pronto como sea posible al considerar el lanzamiento de un programa de energía nuclear. Las áreas de ciencia y tecnología en las que la investigación y el desarrollo son de vital importancia para cada Estado con una planta de energía nuclear en operación incluyen física de reactores, hidráulica térmica, ciencias de materiales, análisis de fuerza y evaluación de seguridad probabilística. Ejemplos de otras áreas en las que se podría considerar la investigación son la seguridad contra incendios, el desempeño humano, los análisis sísmicos, el análisis de consecuencias para accidentes graves, la evaluación para los accidentes más allá del diseño y la gestión de las organizaciones.</p> <p>Las investigaciones en los Estados que comiencen un programa de energía nuclear deberían centrarse en las características de seguridad y en las esferas centrales de las futuras centrales nucleares, así como en cuestiones de seguridad relacionadas con el emplazamiento. Los métodos analíticos deben aprenderse a través de la investigación nacional mediante el desarrollo de herramientas (es decir, programas informáticos) y modelos que se pueden utilizar para análisis de seguridad específicos de plantas en etapas posteriores. El conocimiento acumulado podría utilizarse para el análisis determinista de seguridad y análisis probabilístico de seguridad, así como para la evaluación del comportamiento del reactor en condiciones transitorias. La experiencia ha demostrado que tales análisis deben repetirse a lo largo de toda la vida útil de la planta, para un análisis independiente para la concesión de licencias y relicenciamiento y para planificar mejoras potenciales de potencia u otras modificaciones o para analizar eventos operacionales y considerar medidas para prevenir su recurrencia. La investigación experimental debe centrarse, entre otras cosas, en la comprensión de las propiedades y el envejecimiento de los materiales en el reactor, así como en otros fenómenos relacionados con el envejecimiento de estructuras y componentes. Se debe adquirir una comprensión profunda del comportamiento de los materiales para abordar las preocupaciones relacionadas con la seguridad que pueden surgir cuando se encuentran indicaciones de agrietamiento en los componentes de retención de presión y tuberías.</p> <p>Las actividades nacionales de investigación deberían ser consideradas e iniciadas tan pronto como sea posible al considerar el lanzamiento de un programa de energía nuclear.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Párrafo 2.38: El desarrollo de la competencia necesaria para el funcionamiento y el control reglamentario de las instalaciones y actividades se facilitará mediante el establecimiento o la</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.1
participación en centros en los que se realicen trabajos de investigación y desarrollo y aplicaciones prácticas en esferas clave de seguridad.
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican aquellos campos o áreas temáticas necesarias en materia de investigación. - Se conocen las capacidades nacionales en materia de investigación y desarrollo de la energía nuclear. - Se proporciona una lista de centros de investigación para iniciar el programa de investigación.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, la CCHEN canaliza la mayor parte de las investigaciones en materia nuclear y radiológica. La CCHEN dispone de una División específica de <u>Investigación y Aplicaciones</u>, que se subdivide en:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. División de Aplicaciones Nucleares: El objetivo es fomentar la generación y la transferencia de las aplicaciones de la energía nuclear, las radiaciones y tecnologías afines, en los ámbitos de salud, agricultura, minería, medioambiente e industria en general, con el fin de contribuir a mejorar las condiciones en las cuales se desenvuelve la sociedad y potenciar las capacidades nacionales, en su sentido más amplio posible. Entre sus funciones, se destacan: <ul style="list-style-type: none"> o Realizar actividades de investigación y desarrollo en su área de desempeño, que permitan incrementar la cantidad, diversidad y calidad de las aplicaciones. o Apoyar la realización de actividades relacionadas con las aplicaciones nucleares, proporcionando asesoría experta. o Suministrar servicios de irradiación neutrónica para pruebas y estudios de materiales, producción de radioisótopos, análisis por activación e investigación nuclear. o Operar los reactores de investigación e instalaciones asociadas, asegurando su disponibilidad permanente, en condiciones óptimas. o Desarrollar y mantener las capacidades de cálculo neutrónico, termohidráulico y de blindaje, necesarios para el diseño y funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas de la CCHEN. o Propiciar la generación y divulgación de conocimiento, colaborando en la formación de recursos humanos y de generación de capacidades nacionales, que sean coherentes con el desempeño de la Comisión. o Desarrollar y concursar en proyectos de investigación vinculados a otras instituciones de investigación nacional y/o internacional, promoviendo el desarrollo de redes de mutuo beneficio. o Desarrollar actividades de divulgación y publicación tanto de las actividades e instalaciones como de los resultados obtenidos en el proceso de investigación y desarrollo. o Asesorar a la autoridad institucional en su área de desempeño y proporcionar apoyo a entes internos y externos, según requerimiento.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad

Condición 10.1

Dentro de esta división se distinguen las siguientes secciones:

- Sección Desarrollo Innovativo: El objetivo es investigar, desarrollar y aplicar técnicas de detección y medición de las radiaciones ionizantes mediante instrumental nuclear con el fin de apoyar internamente a los grupos que realizan investigación y desarrollo en la CCHEN. Sus líneas de trabajo son:
 - Desarrollo de instrumental nuclear para proyectos o calibraciones.
 - Aplicación de programas de cálculo relacionados con temas nucleares y asociados.
 - Desarrollo y aplicaciones en técnicas de alto vacío.
 - Capacitación interna sobre temas nucleares.
 - Operación y mantenimiento de la planta de Nitrógeno Líquido.
- Subdepartamento de Reactores: El objetivo es operar de forma segura y eficiente los reactores experimentales, desarrollando capacidades y personal capacitado, con el fin de utilizar los instrumentos e instalaciones que usan los neutrones directamente en el núcleo del reactor o en el área experimental y, satisfaciendo los requerimientos internos y externos a la institución. Asimismo, también es el departamento encargado de promover el uso de los reactores en el ámbito nacional y regional. Sus líneas de trabajo son:
 - Operación del reactor nuclear de investigación RECH-1, ubicado en el Centro de Estudios Nucleares La Reina, apoyado por sus respectivos cálculos neutrónicos y termohidráulicos.
 - Irradiación de materiales para la producción de radioisótopos para uso en medicina, industria y agricultura.
 - Servicios de irradiación con neutrones de muestras y materiales; para efectuar análisis por activación neutrónica, aplicación de trazadores, dataciones en geocronología, etc.
 - Utilización de dispositivos experimentales de tubos de haces de neutrones y capacidades de irradiación en el núcleo del reactor RECH-1.
 - Medición del quemado de elementos combustibles en la segunda piscina del reactor RECH-1.
- Sección Salud y Alimentos: El objetivo es investigar, desarrollar, aplicar y promover el uso de fuentes intensas de radiación ionizante. Sus líneas de trabajo son:
 - Investigación y desarrollo de técnicas de irradiación para su aplicación en nuevos productos, así como de los efectos producidos sobre estos.
 - Procesamiento y Radioesterilización de Tejidos Biológicos.
 - Ensayos de dosis y asesorías para la aplicación de la irradiación en alimentos, materiales médicos, farmacéuticos y cosméticos.
 - Control de dosis en aplicaciones experimentales y comerciales de irradiación.
 - Prestación de servicios de irradiación de materiales a escala laboratorio, satisfaciendo los requerimientos internos y externos a la institución.
- Sección Metrología Química: El objetivo es agrupar los recursos de infraestructura, equipamiento y personal especializado de la CCHEN, para fortalecer la investigación y desarrollo de la química analítica en los ámbitos de los materiales de interés nuclear, el medioambiente y la ciencia de los materiales. Para ello se propenderá a atender la

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.1
<p>demanda de servicios analíticos bajo criterios de aseguramiento de calidad y a apoyar la metrología química y la producción de materiales de referencia en áreas de su competencia. Sus líneas de trabajo son:</p> <ul style="list-style-type: none">▪ Prestación de servicio en análisis químico elemental a proyectos desarrollados en la CCHEN, mediante las técnicas de Análisis por Activación Neutrónica, Espectrometría de Masa con Plasma Inductivamente Acoplado y de Espectrometría de Absorción Atómica.▪ Apoyo en análisis químico especializado a organismos nacionales, en el área de los materiales de interés nuclear, medioambiente y ciencia de los materiales.▪ Mantenimiento de un sistema de Garantía de Calidad dentro de normas internacionalmente aceptadas. <p>Dentro de esta sección se cuenta con el Laboratorio de Isótopos Ambientales (LIA), cuyo objetivo es Desarrollar y aplicar técnicas isotópicas basadas en el uso de isótopos estables (no radiactivos) que se encuentran en el medio ambiente, para ello se han desarrollado técnicas de preparación y medición de isótopos estables por Espectrometría de Masas tales como: Deuterio, Oxígeno-18, Carbono -13, Nitrógeno-15 y Oxígeno-18 en aguas y otras sustancias ambientales. En este contexto, el LIA de la Comisión Chilena de Energía Nuclear ha sido nominado por el OIEA "Centro Designado para el Análisis de Isótopos Estables" para el Acuerdo Regional de Cooperación de la Ciencia y de Las Técnicas Nucleares en América Latina y el Caribe (ARCAL).</p> <p>2. División de Materiales Nucleares: El objetivo es desarrollar y mantener conocimiento, tecnologías y/o capacidades en las etapas del ciclo del combustible nuclear, los materiales atómicos naturales y de interés nuclear y en ciencia de los materiales que se relacionen con ello. Las funciones del área son:</p> <ul style="list-style-type: none">○ Realizar actividades de investigación y desarrollo respecto de la caracterización, obtención, procesamiento y usos de los materiales atómicos naturales y de interés nuclear y contribuir a la evaluación de la factibilidad técnica y económica de su beneficio.○ Operar la Planta de Elementos Combustibles (PEC) de la Comisión y suministrar los elementos combustibles requeridos para el funcionamiento de los reactores chilenos.○ Suministrar elementos combustibles y componentes que se relacionen con capacidades de la PEC, según requerimientos internos y externos a la Comisión.○ Liderar la creación de capacidades para el desempeño de la Comisión como Organismo de Soporte Técnico, de acuerdo a los avances que experimente un eventual programa de nucleoelectricidad.○ Realizar investigación y desarrollo de materiales constitutivos de las instalaciones nucleares y radiactivas de la CCHEN y de reactores nucleares de potencia.○ Realizar investigación y desarrollo en tecnologías y materiales para la gestión del combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.1
<ul style="list-style-type: none">○ Propiciar la generación y divulgación de conocimiento, colaborando en la formación de recursos humanos y de generación de capacidades nacionales, que sean coherentes con el desempeño de la Comisión.○ Desarrollar actividades de divulgación y publicación de las actividades e instalaciones y de los resultados obtenidos en el proceso de investigación y desarrollo.○ Asesorar a la autoridad institucional en su área de desempeño y proporcionar apoyo a entes internos y externos, según requerimiento. <p>Dentro de esta división se distinguen las siguientes secciones:</p> <ul style="list-style-type: none">○ <u>Sección de Geología y Minería</u>: Sus objetivos son:<ul style="list-style-type: none">▪ Establecer, incrementar y mantener una estimación geológica actualizada del potencial de los MAN y MIN del país, para las consideraciones del Estado en las políticas nacionales.▪ Desarrollar e investigar tecnologías destinadas a la obtención, concentración y purificación de MAN y MIN y/o soluciones que los contengan.▪ Integrar y aplicar las distintas áreas del conocimiento y desarrollo para implementar instalaciones nucleares. <p>Las líneas de trabajo de esta sección son:</p> <ul style="list-style-type: none">▪ Geología de los Materiales Atómicos Naturales y Materiales de Interés Nuclear, con énfasis en el uranio.▪ Metalurgia de los Materiales Atómicos Naturales y Materiales de Interés Nuclear, con énfasis en el uranio, y/o su recuperación como subproducto de procesos productivos.▪ Aplicación del conocimiento adquirido a la búsqueda geológica y a la recuperación metalúrgica de elementos de interés económico.▪ Selección de emplazamientos alternativos para almacenamiento de desechos radiactivos gestionados. <ul style="list-style-type: none">○ <u>Sección de Materiales</u>: Tiene como misión realizar investigaciones en las áreas de metalurgia física y materiales de interés nuclear, dentro de lo cual se inserta su principal objetivo que es la investigación, desarrollo y fabricación de elementos combustibles para reactores nucleares de investigación. Es una instalación licenciada para la fabricación de elementos combustibles y forma parte del Ciclo de Combustible junto a Conversión, Reactores y Gestión de Desechos Radiactivos. Cuenta con asistencia permanente de los Servicios de Protección Radiológica y la supervisión de Seguridad Nuclear y Radiológica.○ <u>Sección de Materiales Avanzados</u>: El objetivo es estudiar, diseñar, preparar y caracterizar materiales que satisfagan aplicaciones predeterminadas. En particular, actualmente se desarrollan dos líneas de investigación:<ul style="list-style-type: none">▪ Cerámicos tritiogénicos.▪ Estudio de corrosión del cobre para uso en la fabricación de contenedores para desechos radiactivos de alta actividad.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad

Condición 10.1

3. **División de Plasma Termonuclear:** El objetivo es desarrollar la investigación de ciencia básica en física de plasma, fomentando la generación de aplicaciones en áreas que resulten de beneficio a la sociedad, en el espectro más amplio posible. Las funciones del área son:
- Fomentar la generación de aplicaciones relacionadas con investigación en plasmas en áreas que resulten de beneficio a la sociedad en el espectro más amplio posible
 - Desarrollar investigación científica básica, experimental y aplicada en los temas del plasma, sus emisiones de partículas y radiación y sus efectos en materia inorgánica, orgánica y biológica.
 - Desarrollar investigación en fusión nuclear.
 - Propiciar la generación y divulgación de conocimiento, colaborando en la formación capital humano y de generación de capacidades nacionales, que sean coherentes con el desempeño de la Comisión.
 - Desarrollar actividades de divulgación y publicación tanto de las actividades e instalaciones como de los resultados obtenidos en el proceso de investigación.
 - Asesorar a la autoridad institucional en su área de desempeño y proporcionar apoyo a entes internos y externos, según requerimiento.

Como líneas de investigación de esta División se identifican: Dinámica, estabilidad y fusión nuclear en Z-Pinch, Miniaturización y Escalamiento de dispositivos Plasma Focus, Efecto de pulsos intensos de fusión sobre materiales, Efecto de pulsos intensos de radiación en materia orgánica y biológica, Aplicaciones de plasmas a la biología y medicina y Espectroscopia de plasmas. Complementariamente para el desarrollo de sus investigaciones el grupo investiga en técnicas de diagnósticos de plasmas y potencia pulsada.

La CCHEN dispone, adicionalmente, de un programa de Fortalecimiento Institucional Participativo [75], cuyo objeto es fortalecer el aporte que la institución entrega al país en materias nucleares de su competencia. En este contexto se ha definido un grupo multidisciplinar de investigación y desarrollo con el fin de elaborar propuestas de líneas de investigación bajo su rol de instituto científico-tecnológico del estado, manteniendo su competencia como centro de referencia estatal en materia nuclear y radiaciones.

Actualmente, la CCHEN se encuentra en proceso de emisión de licitaciones para propuesta, análisis y priorización de alternativas para la actualización de la plataforma tecnológica de la CCHEN de manera tal de continuar generando valor público.

Asimismo, a través de la Oficina de Cooperación Técnica y Relaciones Internacionales se canalizan los diversos proyectos de cooperación técnica nacional e internacional. Chile participa activamente en cooperaciones con la OIEA y el DOE de los Estados Unidos. En particular, Chile ha colaborado con la OIEA en alrededor de 270 proyectos. A continuación se detallan las principales entidades que han participado de proyectos en el marco del programa de cooperación técnica del OIEA [76]: CCHEN, Instituto de Nutrición y Tecnología de los Alimentos, Instituto de Salud Pública, Dirección General de Aguas, Servicio Agrícola y Ganadero, Autoridad Sanitaria Región Metropolitana, Departamento de Salud Ambiental, Comisión Nacional del Medio Ambiente, Universidad de Chile, Pontificia Universidad Católica de Chile, Universidad Austral de Chile, Universidad de Concepción, Universidad de la Frontera, Universidad de Antofagasta, Universidad de La Serena. Hospital José Joaquín Aguirre, Hospital San Juan de Dios, Hospital Salvador, Hospital Clínico Pontificia Universidad Católica de Chile, Fundación

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.1
Arturo López Pérez, Instituto del Cáncer, Posta Central, Hospital Regional de Valdivia, Clínica Alemana, Instituto de Radiaciones Médicas, etc.
<i>Buenas prácticas</i>
Chile cuenta con una fuerte base de investigación, principalmente canalizada a través de la CCHEN, de cara a un potencial lanzamiento de un programa nuclear de potencia.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Debe definirse una estrategia nacional para el potenciamiento de la investigación en áreas no cubiertas actualmente, así como incrementar la participación de otros centros (universidades, institutos, etc.) mediante programas de fomento e incentivo de las actividades de investigación. En paralelo al desarrollo de este plan, deben dimensionarse de forma proporcional tanto los recursos humanos como el financiamiento previsto para el mismo.
<i>Recomendaciones</i>
A-10-001 – Desarrollo de planes nacionales de Investigación.
A-10-002 – Financiación para labores de investigación en materia de seguridad nuclear.
A-10-003 – Identificación de recursos humanos para labores de investigación en materia de seguridad nuclear.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 100. El gobierno debe identificar brechas en las capacidades de los centros de investigación nacionales para satisfacer las necesidades en las principales áreas, y debe planear establecer nuevos centros de investigación para las principales áreas según sea necesario.</p> <p>Al establecer nuevos programas de investigación, debería considerarse si la investigación se puede llevar a cabo mejor dentro de las instituciones existentes en las que ya existen las estructuras y redes científicas y académicas necesarias, o si se debe establecer una nueva institución.</p> <p>Una identificación de las lagunas por parte del gobierno en las capacidades de los centros de investigación nacionales para satisfacer las necesidades en áreas principales, y los planes para establecer nuevos centros de investigación para las principales áreas según sea necesario.</p> <p>Como resultado, se espera un informe de análisis de brechas sobre la capacidad de los centros nacionales de investigación para llevar a cabo investigaciones en las áreas identificadas.</p> <p>Al establecer nuevos programas de investigación, debería considerarse si la investigación se puede llevar a cabo mejor dentro de las instituciones existentes en las que ya existen las estructuras y redes científicas y académicas necesarias, o si se debe establecer una nueva institución. Ambos enfoques han sido utilizados por los Estados en el pasado.</p> <p>Basado en las áreas principales identificadas en la Acción 99, es necesario determinar qué áreas no pueden ser abordadas por los centros de investigación existentes y elaborar planes preliminares para llenar los vacíos.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se reconocen los puntos de mejora en materia de investigación y desarrollo y se establecen planes de actuación.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, tal y como se ha detallado en la Condición 1.1, Chile posee una significativa base en materia de investigación y aplicaciones relacionadas con lo nuclear y las radiaciones ionizantes. Pese a que Chile no dispone actualmente de un programa nuclear de potencia, el desarrollo y operación de los dos reactores experimentales, así como el funcionamiento de la fábrica de combustible, han potenciado significativamente la investigación nuclear en el país.</p> <p>La CCHEN está llevando a cabo programas de Fortalecimiento Institucional Participativo, mediante los cuales propone estrategias de investigación orientadas con las necesidades del país y de la propia CCHEN. Asimismo, bajo el marco de este programa también se realizan mejoras a los procesos, colaboraciones y fuentes de financiación.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
10 – Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
Condición 10.2
<i>Buenas prácticas</i>
Chile cuenta con una fuerte base de investigación, principalmente canalizada a través de la CCHEN, de cara a un potencial lanzamiento de un programa nuclear de potencia.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Debe definirse una estrategia nacional para el potenciamiento de la investigación en áreas no cubiertas actualmente, así como incrementar la participación de otros centros (universidades, institutos, etc.) mediante programas de fomento e incentivo de las actividades de investigación.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-10-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
11 – Protección radiológica
Condición 11.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p><u>ACCIÓN 105.</u> El gobierno debe considerar los riesgos adicionales de radiación y las necesidades especiales asociadas con el funcionamiento de las centrales nucleares.</p> <p>Es probable que el Estado ya esté involucrado en actividades que impliquen fuentes de radiación (por ejemplo, reactores de investigación o aplicaciones industriales o médicas de radiación) que requieran el establecimiento de legislación y otras disposiciones para la protección contra las radiaciones. Sin embargo, la aplicación de un programa de energía nuclear daría lugar a riesgos adicionales derivados de la expansión de las actividades. Esto requeriría enmendar o complementar el marco nacional existente.</p> <p>Debería considerarse el riesgo de radiación adicional y las necesidades especiales asociadas con el funcionamiento de las centrales nucleares por parte del gobierno.</p> <p>Debe realizarse una evaluación del marco reglamentario existente para la seguridad radiológica y la identificación para complementar o modificar el marco reglamentario para considerar los riesgos adicionales de radiación y las necesidades especiales asociadas con el funcionamiento de las centrales nucleares.</p> <p>Se prevén planes para modificar o complementar el marco legislativo vigente para la protección radiológica con vistas a la aplicación de un programa de energía nuclear.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las necesidades especiales en materia de protección radiológica que derivan de un PNP.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile dispone del Decreto n°3 [77] para regulación de las instalaciones radiactivas existentes en Chile hasta la fecha.</p> <p>Se ha desarrollado un informe para el levantamiento de capacidades en materia de protección radiológica [78] que presenta la línea base del país, y que incluye una descripción de los planes de protección radiológica existentes, los resultados que se han obtenido a la fecha, y los aspectos débiles detectados por el OIEA en la misión <i>Occupational Radiation Protection Appraisals</i> (ORPAS) los años 2007 y 2009 (seguimiento). Durante el año 2017 se espera que Chile reciba una nueva misión ORPAS.</p> <p>La Sección de Protección Radiológica Operacional (SEPRO) de la CCHEN tiene los objetivos siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Efectuar la supervisión de seguridad radiológica en las instalaciones nucleares y radiactivas de la CCHEN. Esto permite disminuir los riesgos asociados al uso de las radiaciones ionizantes. - Atender y controlar emergencias radiológicas dentro del País.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
11 – Protección radiológica
Condición 11.1
<ul style="list-style-type: none"> - Dar asesorías en Protección Radiológica a instituciones y empresas del área médica e Industrial. - Capacitar en materias de Protección Radiológica en el área Industrial y Medica. <p>Es la encargada de la supervisión radiológica. Efectúa la vigilancia y control permanente en las instalaciones internas de la CCHEN. La supervisión implica realizar monitoreos y mediciones, en condiciones normales de trabajo, al personal y a los diferentes ambientes de trabajo. Las instalaciones supervisadas consideran el CEN La Reina y el CEN Lo Aguirre.</p> <p>Adicionalmente, Chile dispone desde 2007 de un Sistema de Vigilancia Personal Ocupacional de Radiaciones Ionizantes, que permite recibir y evaluar sistemáticamente, según estándares basados en las recomendaciones internacionales de la ICRP 60 de 1990 e ICRP 103 de 2008, la información relativa a la exposición ocupacional de los trabajadores controlados por dosimetría personal externa, con vista a, entre otros aspectos, controlar y mantener el registro de las dosis de esta población, identificar tendencias, verificar el cumplimiento de los límites de dosis y realizar comparaciones entre distintos grupos y prácticas. Adicionalmente, permite tomar, a través de las autoridades competentes, acciones oportunas con vista a mejorar los sistemas y programas de Protección Radiológica en las instalaciones así como, elevar la optimización de las diferentes prácticas con una disminución de la dosis individual y colectiva. Este sistema es gestionado por el Instituto de Salud Pública para controlar el cumplimiento del Decreto nº3 [77].</p> <p>En la Guía Regulatoria GR-G-15 [79] de la CCHEN se disponen los contenidos que deben disponer los Manuales de Protección Radiológica de las instalaciones.</p> <p>Actualmente, el Reglamento de Protección Radiológica de Instalaciones Radiactivas del Decreto nº3 [77] se encuentra en proceso de revisión, a la espera de la aprobación por parte del MINSAL.</p> <p>En materia de formación en protección radiológica, la CCHEN realiza cursos y capacitaciones, cátedras de protección radiológica en formación de pregrado para la Universidad de Chile, la Universidad de Valparaíso y la Universidad Mayor, formaciones como parte de la Carrera de Licenciado en Tecnología Médica; Cursos Básicos de Protección Radiológica como parte de la obtención de licencias otorgadas por la SEREMI de Salud, Cursos de Elementos de Protección Radiológica Operacional, entre otros.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
Chile dispone de una significativa base de Protección Radiológica gracias a las actividades realizadas hasta la fecha y a la operación de sus reactores experimentales e instalaciones.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Se deben evaluar las modificaciones necesarias a establecer en la legislación y regulación vigentes para complementar los requerimientos en materia de protección radiológica de un PNP frente a los ya existentes.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

11 – Protección radiológica

Condición 11.1

Recomendaciones

A-11-001 – Determinación de modificaciones Legales y Regulatorias derivadas de un PNP.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
11 – Protección radiológica
Condición 11.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 106. El gobierno debe asegurarse de que se realice un primer análisis de impacto ambiental radiológico según sea apropiado.</p> <p>NS-R-3 [80] párrafo. 4.15: Antes de poner en servicio la instalación nuclear, se evaluará la radiactividad ambiental de la atmósfera y la hidrosfera, la litosfera y la biota de la región para poder determinar los efectos de la instalación nuclear. Los datos así obtenidos tienen la finalidad de servir de datos de referencia en las futuras investigaciones.</p> <p>La preparación de un análisis de impacto ambiental radiológico es un componente clave en el proceso de demostrar la protección del medio ambiente frente a los riesgos de radiación. El proceso, que forma parte de una evaluación de impacto ambiental más general, tal como se aborda en la sección sobre una política y estrategia nacionales de seguridad, se basa en un enfoque graduado para garantizar que los recursos dedicados a la seguridad son proporcionales a la magnitud de los riesgos de radiación y de conformidad con el Principio 5 de los Principios Fundamentales de Seguridad del OIEA.</p> <p>Se espera que el gobierno lleve a cabo un primer análisis de impacto ambiental radiológico. La preparación de un análisis de impacto ambiental radiológico es un componente clave en el proceso de demostrar la protección del medio ambiente frente a los riesgos de radiación. El proceso, que es parte tanto de la evaluación de impacto ambiental como del informe de evaluación de emplazamiento preparado como parte de pre-identificación de emplazamientos, tal como se aborda en la sección sobre una política y estrategia nacionales de seguridad, se basa en un enfoque graduado para asegurar que los recursos dedicados a la seguridad son proporcionales a la magnitud de los riesgos de radiación y de conformidad con el Principio 5 de los Principios Fundamentales de Seguridad del OIEA [2].</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se realiza un estudio de análisis de impacto radiológico preliminar. - Se describen de las medidas adoptadas por el Gobierno para realizar análisis de impacto ambiental radiológico.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Debido a la fase actual Chile no se encuentra en el estadio de realización de estudios de impacto radiológico.</p> <p>Se han realizado análisis [11] con el fin de identificar las principales características radiológicas que supone el emplazamiento de una central nucleoelectrica en el país, si bien se requieren estudios adicionales y más profundos al respecto.</p> <p>Chile dispone de una Red Nacional de Radiactividad Ambiental, consistente en estaciones de monitoreo radiológico que pueden servir de base en la infraestructura necesaria para realizar los estudios de</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
11 – Protección radiológica
Condición 11.2
impacto radiológico. Asimismo, se realiza el monitoreo radiológico ambiental y estimación de dosis a público en el entorno y zona de emplazamiento de La Reina y Lo Aguirre.
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Se debe confeccionar un estudio radiológico preliminar a nivel nacional y regional, mediante una recogida de datos intensiva y extensiva que permita servir de base tanto para el proceso de selección de emplazamiento como para los estudios de impacto ambiental.
<i>Recomendaciones</i>
A-11-002 – Realización de estudio de impacto radiológico ambiental preliminar.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
11 – Protección radiológica
Condición 11.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 107. El gobierno debe reconocer la necesidad de integrar las regulaciones de protección contra las radiaciones y las nuevas regulaciones de seguridad para las centrales nucleares.</p> <p>Es probable que el Estado ya esté involucrado en actividades que impliquen fuentes de radiación (por ejemplo, reactores de investigación o aplicaciones industriales o médicas de radiación) que requieran el establecimiento de legislación y otras disposiciones para la protección contra las radiaciones. Sin embargo, la aplicación de un programa de energía nuclear daría lugar a riesgos adicionales derivados de la expansión de las actividades. Esto requeriría enmendar o complementar el marco nacional existente. Se espera un reconocimiento de la necesidad de integración de las normas de protección contra las radiaciones y de las nuevas normas de seguridad para las centrales nucleares.</p> <p>Por lo tanto, son necesarios planes gubernamentales y su implementación para la evaluación de las regulaciones existentes de protección contra la radiación con referencia a los requisitos para las centrales nucleares y la identificación de las necesidades de enmiendas y la emisión de nuevas regulaciones teniendo en cuenta el enfoque gradual.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican aquellas mejoras relacionadas con la seguridad a implementar en la reglamentación de protección radiológica.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile dispone del Decreto n°3 [77] para regulación de las instalaciones radiactivas existentes en Chile hasta la fecha.</p> <p>Se ha desarrollado un informe para el levantamiento de capacidades en materia de protección radiológica [78] que presenta la línea base del país, y que incluye una descripción de los planes de protección radiológica existentes, los resultados que se han obtenido a la fecha, y los aspectos débiles detectados por el OIEA en la misión <i>Occupational Radiation Protection Appraisals</i> (ORPAS) los años 2007 y 2009 (seguimiento). Durante el año 2017 se espera que Chile reciba una nueva misión ORPAS.</p> <p>En la Guía Regulatoria GR-G-15 [79] de la CCHEN se disponen los contenidos que deben disponer los Manuales de Protección Radiológica de las instalaciones.</p> <p>Actualmente, el Reglamento de Protección Radiológica de Instalaciones Radiactivas del Decreto n°3 [77] se encuentra en proceso de revisión, a la espera de la aprobación por parte del MINSAL.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Chile dispone de una significativa base de Protección Radiológica gracias a las actividades realizadas hasta la fecha y a la operación de sus reactores experimentales e instalaciones.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
11 – Protección radiológica
Condición 11.3
<i>Áreas a desarrollar</i>
Se deben evaluar las modificaciones necesarias a establecer en la legislación y regulación vigentes para complementar los requerimientos en materia de protección radiológica de un PNP frente a los ya existentes.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-11-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
12 – Evaluación de seguridad
Condición 12.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 117. El gobierno debe familiarizarse con las normas de seguridad del OIEA y con las prácticas de otros Estados, según proceda, para adquirir conocimiento de los recursos necesarios para las capacidades de evaluación de la seguridad operacional.</p> <p>El Estado debe reconocer la necesidad de desarrollar conocimientos especializados en materia de seguridad nuclear y evaluación de la seguridad.</p> <p>El gobierno debe obtener conocimientos y familiarizarse con las normas de seguridad del OIEA mediante la realización de actividades adecuadas, como ponerse en contacto directamente con el OIEA y / o utilizar oportunidades apropiadas, como asistir a los foros del OIEA sobre seguridad nuclear y evaluación de seguridad y seguridad. El gobierno también debe familiarizarse con las prácticas de otros estados adoptando actividades adecuadas tales como entablar un diálogo con organizaciones gubernamentales de otros Estados a fin de tener en cuenta la evolución de la seguridad nuclear y la evaluación de la seguridad operacional.</p> <p>El gobierno debe entablar un diálogo con las organizaciones gubernamentales de otros Estados para tener en cuenta la evolución de la seguridad nuclear y la evaluación de la seguridad operacional.</p> <p>El gobierno debe considerar las maneras óptimas y hacer un plan concreto para utilizar las evaluaciones de la seguridad operacional y que ya han sido realizadas por los diseñadores, por las organizaciones operadoras y los organismos reguladores en otros Estados, y por las organizaciones internacionales. Se esperan planes y actividades gubernamentales para utilizar las evaluaciones de seguridad ya realizadas por diseñadores, organizaciones operadoras y organismos reguladores de otros estados.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Existen actividades del gobierno para familiarizarse con las normas de seguridad del OIEA y otras prácticas de seguridad para la evaluación de la seguridad operacional. - Se evidencian interacciones con otras organizaciones en materia de seguridad nuclear y estudios de seguridad. - Existen planes y actividades gubernamentales para utilizar las evaluaciones de seguridad ya realizadas por diseñadores, organizaciones operadoras y organismos reguladores de otros estados.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Desde 1960, Chile forma parte como miembro de la IAEA con quien se dispone de un acuerdo de cooperación.</p> <p>En el desarrollo de las actividades que lleva a cabo la CCHEN se tienen en consideración los estándares de la OIEA, tanto en la generación de procedimientos propios como en la realización de análisis y estudios de seguridad para la evaluación de una potencial introducción de la Energía Nuclear dentro del mix energético del país.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
12 – Evaluación de seguridad
Condición 12.1
<p>Chile, y en particular la CCHEN, forma parte desde el año 2008 del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares [25], cuya misión es:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Promover la seguridad en todas las prácticas que utilicen materiales radiactivos y/o nucleares en la región iberoamericana. - Fomentar el intercambio de información y experiencias, en materias de seguridad nuclear, radiológica y física entre sus miembros. Detectar, extraer, analizar y compartir conocimiento existente y nuevo, así como experiencias prácticas para mejorar la seguridad radiológica y nuclear en Iberoamérica. - Establecer relaciones con organismos nacionales, regionales e internacionales cuyas políticas y objetivos resulten de interés para el logro de sus objetivos. <p>Se han realizado estudios de impacto y regulación nucleoelectrica de la mano de organismos como Rosenergoatom (Rusia) [11] y STUK (Organismo de Seguridad Radiológica y Nuclear de Finlandia) [39].</p> <p>Asimismo, anualmente se organizan formaciones, workshops, seminarios orientados a incrementar las competencias del personal de la CCHEN mediante actividades complementarias. En este marco la CCHEN participa activamente en el ARCAL [81] para el desarrollo sostenible de la región de América Latina y el Caribe mediante la cooperación entre los países, para la promoción y uso pacífico y seguro de la ciencia y la tecnología nucleares en la solución de problemas prioritarios de la región. Asimismo, anualmente expertos de la OIEA realizan proyectos y formaciones al personal de la CCHEN y otras instituciones chilenas para la capacitación de profesionales en materia nuclear.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>La CCHEN participa de manera extensiva en cooperación con la OIEA y otros organismos para el desarrollo y capacitación de sus profesionales en materia de seguridad.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Por ahora, la formación en los conceptos claves de la seguridad y la evaluación de seguridad se limitan a la CCHEN. Es necesario hacer extensivo el conocimiento básico y capacitación de todos los potenciales implicados en un PNP, incluyendo al Gobierno, en materia de Evaluaciones de Seguridad.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-12-001 – Desarrollo y comprensión de cómo se aplican y desarrollan las Evaluaciones de Seguridad en la industria nuclear.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
13 – Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
Condición 13.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 122. El gobierno debe reconocer el carácter a largo plazo de los requisitos de seguridad y las consecuencias de los costes de la gestión de desechos radiactivos (incluida la eliminación de desechos), la gestión del combustible gastado y el desmantelamiento.</p> <p>Los impactos radiológicos y los costos de desmantelamiento de una central nuclear también deben tenerse en cuenta en la consideración de si se debe o no implementar un programa de energía nuclear. Además de los tipos de residuos que se generan durante el funcionamiento, se producen grandes cantidades de residuos sólidos de baja y muy baja actividad específica en las actividades de desmantelamiento.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Requisito 10: El gobierno deberá prever el desmantelamiento seguro de las instalaciones, la gestión y eliminación seguras de los residuos radiactivos procedentes de instalaciones y actividades y la gestión segura del combustible gastado.</p> <p>Se espera una descripción de la consideración del gobierno en el desarrollo de la política y estrategia de seguridad, la naturaleza a largo plazo de los requisitos de seguridad y las implicaciones de coste de la gestión de desechos radiactivos (incluyendo la eliminación de residuos).</p> <p>Antes de tomar una decisión sobre el lanzamiento de un programa de energía nuclear, debería considerarse la disponibilidad de opciones alternativas para la gestión de desechos radiactivos de alta actividad, incluida su eliminación definitiva. Debería tenerse en cuenta la posibilidad de garantizar la seguridad a largo plazo mediante opciones alternativas y la incertidumbre de las estimaciones de costes en cada opción. Debe reconocerse que la dependencia de servicios en otros Estados para la gestión del combustible gastado, tal como se incluye en algunas opciones, aumentaría la incertidumbre del cálculo de los costos.</p> <p>Se espera una descripción de la consideración de diversas opciones para la gestión de desechos radiactivos de alto nivel, incluida su disposición final en la estrategia de desarrollo para embarcarse en un programa de energía nuclear de conformidad con los requisitos pertinentes del OIEA.</p> <p>Los impactos radiológicos y los costos de desmantelamiento de una central nuclear también deben tenerse en cuenta en la consideración de si se debe o no implementar un programa de energía nuclear. Además de los tipos de residuos que se generan durante el funcionamiento, se producen grandes cantidades de residuos sólidos de baja y muy baja actividad específica en las actividades de desmantelamiento.</p> <p>Se espera una descripción de la determinación del costo de una planta de energía nuclear con la evidencia de la consideración de impactos radiológicos y los costos de desmantelamiento que se utilizarán como una de las bases de la decisión sobre si se debe o no implementar un programa de energía nuclear.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se reconoce el carácter de largo plazo de la gestión de residuos - Se identifican las diversas estrategias de ciclo de combustible de que se dispone.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
13 – Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
Condición 13.1
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican los costes y recursos necesarios para cada una de las estrategias alternativas.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile identifica el carácter largo placista en la creación de un ciclo de combustible y en la necesidad de establecer una estrategia para abordar las particularidades de cada fase en caso de implantar un programa nuclear de potencia. Muestra de ello son los estudios realizados en la materia:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Informe [23] para la identificación y caracterización de diferentes alternativas de ciclo de combustible, incluyendo todas las fases desde la adquisición, la gestión de los desechos de alta actividad, el almacenamiento y la reposición final de combustible: <ul style="list-style-type: none"> o Ciclo de combustible abierto (Almacenamiento y reposición final): o Ciclo de combustible cerrado (Reprocesado / reciclado de combustible) - Informe [82] de diagnóstico nacional en materia de residuos radiactivos: <ul style="list-style-type: none"> o Capacidad actual y el marco jurídico asociado a la gestión de residuos radiactivos. o Los requisitos de la IAEA relacionados con la gestión de residuos radiactivos. o Las brechas y áreas de mejora (principalmente en Marco Legislativo y Regulatorio y en desarrollo de recursos humanos). - En materia regulatoria, en el documento [39] se identifican las diferentes alternativas utilizadas en la gestión de residuos en otros países en un estadio avanzado de PNP. <p>Chile posee experiencia en el manejo de residuos de baja y media actividad, por lo que es un referente en la región de América Latina y el Caribe. Asimismo, debido a la operación de sus reactores experimentales, también posee experiencia en el manejo y transporte de combustible gastado. Se han desarrollado proyectos diversos de cooperación técnica y estudios en esta materia. Algunos ejemplos son los RLA/4/018 (Gestión de combustibles Gastados en reactores de investigación) [83], RLA/3/004 (Gestión de Combustible Gastado para Reactores de Investigación) y RLA/4/020 (Ingeniería de Contenedores para el Transporte de Elementos Combustibles Gastados de Reactores de Investigación, relativos a combustible gastado); y los CHI/03/01 y RLA/3/009 (Reforzamiento de la infraestructura técnica de gestión de desechos radiactivos en Latinoamérica) referentes a residuos de baja y media actividad.</p> <p>La Unidad Gestión de Desechos Radiactivos de la CCHEN tiene por objetivo la centralización de todas las actividades relacionadas a la gestión de los desechos radiactivos que se produzcan en el país debido a las aplicaciones de la energía nuclear para usos pacíficos, a fin de proteger al hombre y el medio ambiente. Actualmente, la CCHEN dispone de la norma NCS-DR-01 que establece las actividades y los procedimientos técnicos y administrativos para autorizar, efectuar, controlar y registrar la gestión de los desechos radiactivos de la CCHEN. Adicionalmente, establece las funciones de las unidades que autorizarán, efectuarán y controlarán la gestión de los desechos. Entre otros, en el CEN La Reina se segregan, caracterizan y preparan los desechos para su envío a tratamiento como desecho radiactivo, a tratamiento como desecho peligroso no radiactivo, o, entregado como basura común, si es el caso.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
13 – Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
Condición 13.1
Asimismo, en la Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos ubicada en CEN Lo Aguirre, se realiza tratamiento y acondicionamiento en matrices cementíceas a desechos radiactivos generados en Chile, provenientes de Industrias, Hospitales y Centros de Investigación del país, así como de la propia CCHEN.
<i>Buenas prácticas</i>
Chile dispone de experiencia en la gestión de residuos de media y baja actividad, así como en la gestión de combustible gastado, que le sitúa como referente regional en la materia.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario evaluar en detalle cada una de las alternativas disponibles para el ciclo de combustible. Debe profundizarse en el análisis de recursos necesarios para la implementación de cada una de las alternativas, garantizando las bases de seguridad de cara a la toma de decisión.
<i>Recomendaciones</i>
A-13-001 – Evaluación de los costes asociados a la gestión de residuos, combustible gastado, desmantelamiento, fuentes radiactivas y generadores de radiación en desuso.
<i>No se crea una acción adicional para la evaluación del impacto radiológico ya que se considera englobado dentro de la acción A-11-002</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
13 – Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
Condición 13.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 123. El gobierno debe considerar las opciones factibles para la gestión de desechos radiactivos (incluida la eliminación de desechos), la gestión del combustible gastado y el desmantelamiento, sobre la base de una estrategia integral a largo plazo.</p> <p>Antes de tomar una decisión sobre el lanzamiento de un programa de energía nuclear, debería considerarse la disponibilidad de opciones alternativas para la gestión de desechos radiactivos de alta actividad, incluida su eliminación definitiva. Debería tenerse en cuenta la posibilidad de garantizar la seguridad a largo plazo mediante opciones alternativas y la incertidumbre de las estimaciones de costes en cada opción. Debe reconocerse que la dependencia de servicios en otros Estados para la gestión del combustible gastado, tal como se incluye en algunas opciones, aumentaría la incertidumbre del cálculo de los costos.</p> <p>Una cuestión importante que debe tenerse en cuenta al tomar una decisión sobre el enfoque de la gestión de desechos radiactivos es la elección de una opción para el ciclo del combustible nuclear. La cuestión es si se debe disponer de un ciclo de combustible abierto con eliminación directa del combustible gastado o si en vez de ello hay que tener un ciclo de combustible cerrado en el que se reprocese el combustible gastado y se eliminen los residuos de alto nivel derivados de su reprocesado. La alternativa elegida tendrá implicaciones para el enfoque de la eliminación de residuos, los costes de la gestión del combustible gastado ya largo plazo para la sostenibilidad de la energía nuclear como fuente de energía mundial. No hay una respuesta fácil a la pregunta de qué alternativa es la mejor. La decisión de seleccionar una alternativa en particular depende de muchos factores, algunos basados en costos y otros de carácter técnico o de política. Independientemente de la alternativa seleccionada, se deben realizar estimaciones de costos para la eliminación definitiva de los desechos para evaluar la economía de la producción de energía nuclear y poder proporcionar fondos suficientes para la gestión de los desechos radiactivos.</p> <p>Los impactos radiológicos y los costos de desmantelamiento de una central nuclear también deben tenerse en cuenta en la consideración de si se debe o no implementar un programa de energía nuclear. Además de los tipos de residuos que se generan durante el funcionamiento, se producen grandes cantidades de residuos sólidos de baja y muy baja actividad específica en las actividades de desmantelamiento.</p> <p>El contenido de las opciones viables y la estrategia a largo plazo deberían cumplir con los requisitos del OIEA. La estrategia establecida a largo plazo del gobierno que muestra las opciones factibles, que se han considerado y evaluado para la gestión de desechos radiactivos (incluida la eliminación de desechos), la gestión del combustible gastado y el desmantelamiento. , deben indicarse claramente de conformidad con los requisitos pertinentes del OIEA.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las diversas estrategias de ciclo de combustible de que se dispone. - Se identifican los costes y recursos necesarios para cada una de las estrategias alternativas.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
13 – Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
Condición 13.2
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile identifica el carácter largo placista en la creación de un ciclo de combustible y en la necesidad de establecer una estrategia para abordar las particularidades de cada fase en caso de implantar un programa nuclear de potencia. Muestra de ello son los estudios realizados en la materia:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Informe [23] para la identificación y caracterización de diferentes alternativas de ciclo de combustible, incluyendo todas las fases desde la adquisición, la gestión de los desechos de alta actividad, el almacenamiento y la reposición final de combustible: <ul style="list-style-type: none"> o Ciclo de combustible abierto (Almacenamiento y reposición final): o Ciclo de combustible cerrado (Reprocesado / reciclado de combustible) - Informe [82] de diagnóstico nacional en materia de residuos radiactivos: <ul style="list-style-type: none"> o Capacidad actual y el marco jurídico asociado a la gestión de residuos radiactivos. o Los requisitos de la OIEA relacionados con la gestión de residuos radiactivos. o Las brechas y áreas de mejora (principalmente en Marco Legislativo y Regulatorio y en desarrollo de recursos humanos). - En materia regulatoria, en el documento [39] se identifican las diferentes alternativas utilizadas en la gestión de residuos en otros países en un estadio avanzado de PNP.
<i>Buenas prácticas</i>
Chile dispone de experiencia en la gestión de residuos de media y baja actividad, así como en la gestión de combustible gastado, que le sitúa como referente regional en la materia.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario evaluar en detalle cada una de las alternativas disponibles para el ciclo de combustible. Debe profundizarse en el análisis de recursos necesarios para la implementación de cada una de las alternativas, garantizando las bases de seguridad de cara a la toma de decisión.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de las acciones A-11-002 y A-13-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
14 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 14.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 133. El gobierno debe tomar conciencia de la necesidad de establecer tempranamente planes de emergencia.</p> <p>Las organizaciones locales y nacionales apropiadas deben ser conscientes de que los arreglos de emergencia requieren la participación de muchas organizaciones y requieren complejas interacciones entre las organizaciones, en su mayoría organizaciones no nucleares, siguiendo de esta manera el enfoque de todos los peligros.</p> <p>Debería desarrollarse la valoración de la necesidad de planificación de emergencia con la participación de las autoridades locales y de las organizaciones nacionales. Las organizaciones locales y nacionales apropiadas en el Estado deben ser conscientes de que los arreglos de emergencia requieren la participación de muchas organizaciones y requieren interacciones complejas entre las organizaciones, en gran parte no nucleares. Durante la Fase 1, debe reconocerse la necesidad de un acuerdo sobre la asignación de responsabilidades en el desarrollo de arreglos para la preparación y respuesta ante emergencias. Un examen detallado de las opciones de planificación de emergencia y los costos también deberían considerarse en esta etapa.</p> <p>Se esperan acciones gubernamentales para el desarrollo de la conciencia de la necesidad de la pronta creación de planes de emergencia entre las principales organizaciones y partes interesadas.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifica la necesidad de establecer planes de emergencia adaptados a la producción nuclear. - Se identifican las organizaciones que participarán en la gestión y preparación ante emergencias.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile consta de la siguiente infraestructura en materia de preparación y respuesta ante emergencias:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Decreto Ley nº369 [48] por el cual se crea la ONEMI (Oficina Nacional de Emergencia del Ministerio del Interior y Seguridad Pública), el organismo técnico del Estado de Chile encargado de la coordinación del Sistema Nacional de Protección Civil. Su misión es planificar, impulsar, articular y ejecutar acciones de prevención, respuesta y rehabilitación frente a situaciones de riesgo colectivo, emergencias, desastres y catástrofes de origen natural o provocado por la acción humana. - Decreto nº156 [49] por el cual se aprueba el Plan Nacional de Protección Civil, para la gestión de todo tipo de emergencias en Chile. - Chile se encuentra adherido a la Convención sobre Asistencia en caso de Accidente Nuclear [15] y a la Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares [14]. - En 2015 se formaliza la Comisión de Seguridad en Emergencias Radiológicas (CONSER) [84], para actuar como mecanismo de coordinación nacional, encargada de dar consejo y soporte a las autoridades en el fortalecimiento de las capacidades nacionales para la prevención y

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
14 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 14.1
<p>respuesta ante emergencias radiológicas y nucleares y eventos de seguridad nuclear que pudieran afectar a la seguridad del público y el medio ambiente. La CCHEN y el Ministerio de Salud participan en calidad de asesores técnicos.</p> <p>La estructura organizativa nacional bajo el marco del Plan Nacional de Protección Civil es la siguiente:</p> <ul style="list-style-type: none">- <u>Mando de Autoridad</u>: Dependiente de la escala de la emergencia (nacional, regional o local).- <u>Mando de Coordinación</u>: En el caso chileno, la ONEMI.- <u>Mando Técnico</u>: Desempeñado por un organismo más relacionado y conector de la naturaleza de la emergencia. <p>Para el caso de una emergencia de carácter radiológico o nuclear, la autoridad reguladora es la encargada de responder como Mando Técnico. En función del tipo de instalación en el que se produce la instalación, se consideran los siguiente Mandos Técnicos:</p> <ul style="list-style-type: none">- <u>Instalaciones nucleares o radiactivas de primera categoría</u>: La CCHEN es, según la legislación actual [3] [85], la encargada del Mando Técnico en dichas instalaciones.- <u>Instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría</u>: El Ministerio de Salud [86] a través de sus Secretarías Regionales (SEREMI) es la encargada del Mando Técnico en dichas instalaciones. <p>Tanto la CCHEN como el Ministerio de Salud disponen de un sistema de regulación e inspección que entre otros, requiere la realización de planes de emergencia que son regularmente evaluados. La CCHEN es adicionalmente la responsable de actuar como Punto de Alerta Nacional y Autoridad Nacional Competente en el marco de la .Convención sobre Asistencia en caso de Accidente Nuclear [15] y a la Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares [14].</p> <p>Actualmente, no existe formalmente un plan nacional de emergencias radiológicas.</p> <p>En el apartado de preparación ante emergencias, Chile realiza desde 2010 formaciones y ejercicios a nivel nacional, actualmente coordinados por CONSER, con el apoyo de la OIEA, el DOE de los Estados Unidos. Asimismo se realizan ejercicios de mesa sobre emergencias radiológicas e incidentes nucleares implicando a las principales organizaciones nacionales.</p> <p>La CCHEN, en su rol de operador, realiza de forma regular ejercicios en sus instalaciones de CEN La Reina y CEN Lo Aguirre. Asimismo, las instalaciones disponen de sus planes propios de emergencia interior, que se coordinan con los planes de emergencia exteriores.</p> <p>En el caso de instalaciones reguladas por la CCHEN, ante una notificación de emergencia o incidente el Oficial de Protección Radiológica en Alerta (OPRA) es el encargado de notificar a los equipos de primeros respondedores, oficiales y operadores de las instalaciones. En caso de pérdida de una fuente de primera categoría, la propia CCHEN inicia las labores de búsqueda conjuntamente con las autoridades locales.</p> <p>En caso de instalaciones de segunda o tercera categoría, la CCHEN notifica al SEREMI y presta su apoyo en caso que éste no disponga de suficientes recursos para resolver la situación.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
14 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 14.1
Adicionalmente, y en el marco de la cooperación técnica que Chile realiza con la OIEA, se encuentra en proceso el proyecto CHI9022 [87] para el fortalecimiento de las capacidades nacionales en materia de respuesta ante emergencias radiológicas.
<i>Buenas prácticas</i>
Chile es conocedor de la importancia de la prevención, planificación y respuesta ante emergencias, y dispone de una infraestructura y desarrollo creciente en esta materia. Existe coordinación para la capacitación de los profesionales y entidades chilenas haciendo uso de los vínculos con organizaciones internacionales expertas como la OIEA y el DOE de los Estados Unidos.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario formalizar un plan nacional de emergencia radiológica, así como aquellos procedimientos y protocolos particulares de ejecución que sean necesarios. Es necesario asegurar que el país dispone de los recursos necesarios para el desarrollo de preparación, ejercicios y el equipo técnico para emergencias, para lo cual debe dimensionarse y aprovisionarse el financiamiento suficiente de cara a mantener un alto grado de competencias.
<i>Recomendaciones</i>
A-14-001 – Formalización de un Plan Nacional de Emergencias Radiológicas.
A-14-002 – Financiación para mantenimiento de alto nivel en planificación y gestión de emergencias, simulacros, medios técnicos, etc.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
14 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 14.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p><u>ACCIÓN 134.</u> El gobierno debe identificar las instituciones y los nuevos arreglos para apoyar la preparación y respuesta ante emergencias.</p> <p>El gobierno debería identificar a las organizaciones clave (por ejemplo, la Autoridad Reguladora, el Ministerio de Salud, de Agricultura y del Interior, las Organizaciones de Primera Respuesta y otras organizaciones pertinentes) que desempeñarán un papel relevante en la estructura nacional para hacer frente a las emergencias.</p> <p>En relación a los arreglos: la Política Nacional de Gestión de Desastres considera la inclusión de regulaciones específicas relacionadas con la respuesta a las emergencias por radiación. Durante la Fase 1, debe reconocerse la necesidad de un acuerdo sobre la asignación de responsabilidades en el desarrollo de arreglos para la preparación y respuesta ante emergencias. Un examen detallado de las opciones de planificación de emergencia y los costos también deberían considerarse en esta etapa.</p> <p>Las organizaciones locales y nacionales apropiadas en el Estado deben ser conscientes de que los arreglos de emergencia requieren la participación de muchas organizaciones y requieren interacciones complejas entre las organizaciones, en su mayoría organizaciones no nucleares. Durante la Fase 1, debe reconocerse la necesidad de un acuerdo sobre la asignación de responsabilidades en el desarrollo de arreglos para la preparación y respuesta ante emergencias.</p> <p>Deberá tenerse debidamente en cuenta a nivel nacional las medidas por las cuales un Estado se convierte en parte y ratifica la Convención sobre la Notificación Temprana de Accidentes Nucleares y la Convención sobre asistencia en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica. Identificación de las medidas adoptadas por el Gobierno para ser parte en la Convención sobre la Notificación Temprana de Accidentes Nucleares y en la Convención sobre Asistencia en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las organizaciones que participarán en la gestión y preparación ante emergencias.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile dispone del Plan Nacional de Protección Civil (Decreto nº156 [49]) que es coordinado por la ONEMI (Decreto Ley nº369 [48]).</p> <p>La estructura organizativa nacional bajo el marco del Plan Nacional de Protección Civil es la siguiente:</p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>Mando de Autoridad</u>: Dependiente de la escala de la emergencia (nacional, regional o local). - <u>Mando de Coordinación</u>: En el caso chileno, la ONEMI.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
14 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 14.2
<ul style="list-style-type: none"> - <u>Mando Técnico</u>: Desempeñado por un organismo más relacionado y conocedor de la naturaleza de la emergencia. <p>Para el caso de una emergencia de carácter radiológico o nuclear, la autoridad reguladora es la encargada de responder como Mando Técnico. En función del tipo de instalación en el que se produce la instalación, se consideran los siguiente Mandos Técnicos:</p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>Instalaciones nucleares o radiactivas de primera categoría</u>: La CCHEN es, según la legislación actual [3] [85], la encargada del Mando Técnico en dichas instalaciones. - <u>Instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría</u>: El Ministerio de Salud [86] a través de sus Secretarías Regionales (SEREMI) es la encargada del Mando Técnico en dichas instalaciones. <p>Tanto la CCHEN como el Ministerio de Salud disponen de un sistema de regulación e inspección que entre otros, requiere la realización de planes de emergencia que son regularmente evaluados. La CCHEN es adicionalmente la responsable de actuar como Punto de Alerta Nacional y Autoridad Nacional Competente en el marco de la .Convención sobre Asistencia en caso de Accidente Nuclear [15] y a la Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares [14].</p> <p>El Sistema de Protección Civil en Chile está integrado por entidades públicas, privadas, voluntarias, civiles y militares, que por mandato, capacidad, competencia, interés o vocación, pueden aportar a la gestión de emergencias. Entre ellas, se encuentra la Gendarmería, Carabineros de Chile, Bomberos, Servicio de Salud Metropolitano Central (SAMU), la Policía de Investigaciones (PDI) y la Dirección General del Territorio Marítimo, que participan como primeros respondedores y bajo sus respectivas leyes organizativas.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
Chile dispone de un Plan Nacional de Protección Civil con una estructura y responsabilidades definidas entre las organizaciones que participan.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Para el caso específico de las emergencias de carácter radiológico, es necesario establecer el Plan Nacional de Emergencia Radiológica en la que se estructuren las organizaciones participantes.
<i>Recomendaciones</i>
<i>No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-14-001.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
15 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 15.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 146. Si la organización operativa ya ha sido establecida o identificada en la Fase 1 (que no es el escenario desarrollado en esta Guía de Seguridad [1], en la cual la organización operativa se establece al comienzo de la Fase 2), debería participar junto con el gobierno en las actividades para el desarrollo de la infraestructura de seguridad desde el principio.</p> <p>Si ya se ha establecido o identificado en la Fase 1, se espera la participación de la organización operadora junto con el gobierno en las actividades para el desarrollo de la infraestructura de seguridad desde el principio.</p> <p>En la Fase 1, la organización operativa prospectiva puede no haber sido identificada o establecida aún, e incluso si existe, no se espera que comience las actividades en una base amplia. Sin embargo, se debe definir una visión de la organización que va a implementar un proyecto futuro y se deben considerar posibles formas de propiedad. A fin de garantizar que la futura organización operativa pueda asumir su responsabilidad en materia de seguridad, debería establecerse un grupo básico de la posible organización y comenzar con prontitud a planificar y aplicar progresivamente todas las disposiciones, estructuras y procedimientos que sean necesarios. El primer objetivo es la preparación para que el proceso de licitación tenga lugar al final de la Fase 2. En la Fase 1 se debe planificar un programa apropiado para el desarrollo de recursos humanos para lograr este objetivo y continuar con los preparativos para la construcción.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se estudian los modelos y alternativas organizativas y de propiedad del futuro proyecto. - Se estudia la estructura y funciones que desempeñará la organización operadora.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile no se encuentra actualmente en el estadio de selección de un organismo operador, si bien sí se han hecho prospecciones de las posibles combinaciones y alternativas de propiedad y de dueño / operador en los informes [62], [39] y [46], donde también se exploran las posibilidades de participación del Gobierno y el sector privado.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario que el gobierno defina la estructura, responsabilidades y funciones que desempeñará el organismo operador, así como estimar los recursos humanos y financieros que supondrán. Se considera</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
15 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 15.1
importante la definición prospectiva de las capacitaciones necesarias para el equipo humano que estructurará dicha organización.
<i>Recomendaciones</i>
A-15-001 – Definición de la estructura, responsabilidades y funciones del organismo operador.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
15 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 15.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 147. El gobierno debe considerar los recursos financieros y las competencias necesarias y la dotación de personal que se espera de una organización que opera una planta de energía nuclear a fin de garantizar la seguridad a largo plazo.</p> <p>Las consideraciones en la Fase 1 incluyen temas como:</p> <ul style="list-style-type: none"> - las capacidades y recursos de las empresas de producción de energía eléctrica existentes para entrar en el campo nuclear; - las repercusiones para la seguridad de las diversas opciones contractuales para las centrales nucleares, como las soluciones "turnkey", "super-turnkey", "split-package" o "multi-contract"; - las posibilidades de creación de empresas conjuntas con organizaciones que operan en otros Estados para reforzar las capacidades de seguridad; - las posibilidades de propiedad de otros Estados; - las consecuencias jurídicas de las dos primeras cuestiones relativas a otros Estados; - la función de autoridad de diseño; - el análisis preliminar del impacto medioambiental (tanto radiológico como no radiológico). <p>Estos temas deben ser evaluados junto con los arreglos financieros y la cantidad de personal y las competencias esperadas de la organización operadora en todas las etapas de la preparación e implementación de proyectos de construcción, así como durante el funcionamiento, para proporcionar seguridad a largo plazo.</p> <p>Un informe de evaluación detallado del gobierno que describe los requisitos para:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Recursos financieros de la organización operadora y posible mecanismo de provisión de los recursos cuando sea necesario. - Competencias identificadas requeridas por la organización operadora para las diversas etapas del establecimiento de las centrales nucleares y para el funcionamiento continuo y seguro. - Requisitos de personal de la organización operativa para el establecimiento de centrales nucleares y su funcionamiento a largo plazo.
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las provisiones financieras y de recursos humanos necesarias para el establecimiento del organismo explotador de la planta. - Se estiman los impactos ambientales. - Se identifican las capacidades y recursos de las empresas de producción eléctrica existentes para entrar en el campo nuclear.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile no se encuentra actualmente en el estadio de selección de un organismo operador, si bien sí se han hecho prospecciones de las posibles combinaciones y alternativas de propiedad y de dueño / operador en los informes [62], [39] y [46], donde también se exploran las posibilidades de participación del Gobierno y el sector privado.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
15 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 15.2
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario profundizar en el estudio de las necesidades de recursos humanos y sus competencias, y las necesidades financieras del organismo operador, de cara a estimar las provisiones suficientes para garantizar que la seguridad no estará comprometida.</p> <p>Se deben explorar los tipos de contratos disponibles y la viabilidad de cada uno de ellos con las capacidades de la industria nacional y posibles conglomerados o estructuras compartidas.</p> <p>Asimismo, es necesario estimar el impacto ambiental que supone esta actividad, de cara a poder dimensionar el impacto ambiental que reportará la entidad operadora futura.</p> <p>Adicionalmente, es necesario establecer un diálogo con las compañías de producción de energía eléctrica para evaluar sus capacidades de introducción en el sector nuclear.</p>
<i>Recomendaciones</i>
A-15-002 – Definición de requerimientos recursos humanos para el organismo operador.
A-15-003 – Definición de requerimientos financieros para el organismo operador.
A-15-004 – Realización de estudio de impacto ambiental preliminar.
<p><i>Para el caso del estudio de impacto radiológico ambiental no se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-11-002.</i></p> <p><i>Para el caso del estudio de los tipos de contrato no se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-07-002.</i></p> <p><i>Para el caso del diálogo con las compañías eléctricas para evaluar su introducción en el sector nuclear no se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-07-001.</i></p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
15 – Preparación y respuesta ante emergencias
Condición 15.3
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 148. El gobierno debe considerar las diferentes formas de establecer una organización operativa para garantizar la seguridad a largo plazo.</p> <p>En la planificación para establecer la estructura general de la organización operativa, se debe considerar cuatro tipos de funciones de gestión:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Las funciones de formulación de políticas, como la toma de decisiones de inversión, el establecimiento de objetivos de gestión, el establecimiento de una política de seguridad nuclear y de calidad, el desarrollo de recursos humanos, la asignación de recursos, la aprobación de los contenidos de los programas de gestión y el establecimiento de políticas de adecuación; - Funciones operativas, que incluyen la toma de decisiones ejecutivas y acciones para el funcionamiento de la planta, tanto en estados operativos como en condiciones de accidente; - Funciones de apoyo, que incluyen la obtención de servicios tanto técnicos como administrativos e instalaciones necesarias para realizar las funciones operativas, tanto de las organizaciones in situ como fuera de ella; - Funciones de seguridad y funciones de gestión de la calidad, que incluyen la revisión del diseño y supervisión de las funciones de construcción, fabricación y soporte, así como los procesos internos de gestión de calidad de la organización operativa. <p>Debe hacerse una descripción de las acciones del gobierno para establecer la organización operativa, considerando las funciones esenciales que debe desempeñar la organización operadora para garantizar la seguridad a largo plazo.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las funciones del organismo operador. - El gobierno establece acciones para garantizar que el futuro organismo cumple con dichas funciones y asegurar la operación segura a largo plazo
<i>Observaciones de la revisión</i>
Chile no se encuentra actualmente en el estadio de selección de un organismo operador.
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Es necesario que el gobierno defina la estructura, responsabilidades y funciones que desempeñará el organismo operador.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

15 – Preparación y respuesta ante emergencias

Condición 15.3

Recomendaciones

No se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de la acción A-15-001.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
16 – Selección y evaluación de emplazamientos
Condición 16.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 160. El gobierno debe asegurarse de que se identifican los emplazamientos potenciales y de que los emplazamientos candidatos se seleccionan sobre la base de un conjunto de criterios definidos, a escala regional y con la utilización de los datos disponibles.</p> <p>NS-R-3 [80], párrafo 1.8. El proceso de selección del emplazamiento de una instalación nuclear consiste generalmente en la investigación de una región extensa para seleccionar uno o varios emplazamientos posibles (estudio de emplazamientos) seguida de una evaluación pormenorizada de dichos emplazamientos. La presente publicación se ocupa principalmente de esa última etapa. Por estudio de emplazamientos se entiende el proceso utilizado con el fin de determinar los emplazamientos candidatos preferidos para las instalaciones nucleares en función de la seguridad y otras consideraciones.</p> <p>De conformidad con el Principio 8 de los Principios Fundamentales de Seguridad del OIEA [2] y para poder tomar una decisión política informada al final de la Fase 1 sobre la introducción o no de la energía nuclear, debería evaluarse si se dispone de emplazamientos adecuados para la ubicación de una central nuclear. Debería realizarse una pre-identificación general a escala nacional y regional, en base a los datos, la información y la documentación ya disponibles, para determinar la disponibilidad y aceptabilidad de esos emplazamientos. Los objetivos de esta fase no pueden cumplirse si no se dispone de emplazamientos adecuados sobre la base de criterios de seguridad establecidos.</p> <p>Se espera una descripción del proceso gubernamental para la identificación de sitios potenciales teniendo en cuenta las cuestiones sociopolíticas y técnicas relacionadas con la instalación y la operación a largo plazo de la(s) central(es) nuclear(es).</p> <p>Desde el comienzo de la Fase 1 (etapa de pre-identificación de emplazamientos) se debe identificar un conjunto de criterios relacionados con la aceptabilidad y comparación de los emplazamientos. Deben tenerse debidamente en cuenta los aspectos relacionados con la seguridad, así como los aspectos no relacionados con la seguridad, debido a la interfaz entre ellos. Esto permitirá el desarrollo del proceso de selección y evaluación del sitio durante las fases posteriores, sin necesidad de volver a los pasos anteriores debido a la falta de emplazamientos disponibles adecuados.</p> <p>NS-R-3 [80]: Criterios generales, Criterios para los peligros asociados con eventos externos inducidos por la naturaleza y los seres humanos. Se mencionan criterios para determinar los efectos potenciales de la instalación nuclear en la región para evaluar la aceptabilidad de los sitios.</p> <p>El gobierno debe formalizar un criterio definido para evaluar la aceptabilidad del sitio de acuerdo con las prácticas internacionales y de acuerdo con los requisitos aplicables de las Normas de Seguridad del OIEA.</p> <p>NS-R-3 [80], párrafo 2.14: Se investigarán adecuadamente los emplazamientos propuestos con respecto a todas las características del emplazamiento que podrían ser importantes para la seguridad en el caso de sucesos externos naturales e imputables al hombre.</p> <p>NS-R-3 [80], párrafo 2.17: Se recopilará a escala regional información y datos prehistóricos, históricos y registrados por instrumentos, según corresponda, de la frecuencia y gravedad de los fenómenos</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
16 – Selección y evaluación de emplazamientos
Condición 16.1
<p>naturales o de situaciones y actividades imputables al hombre importantes, y se analizará detenidamente su fiabilidad, exactitud y exhaustividad.</p> <p>Los criterios relativos a la comparación de los sitios deberán identificarse desde el inicio de la Fase 1. Los criterios de comparación de los sitios candidatos pueden diferir de Estado a Estado y de una fase a otra sobre la base de los resultados obtenidos y la naturaleza iterativa del proceso.</p> <p>Estos criterios deben prever un conjunto coherente de condiciones de frontera de diferentes ámbitos (por ejemplo, consideraciones de seguridad frente a necesidades de desarrollo y sociales, consideraciones de seguridad frente a consideraciones de seguridad, consideraciones de seguridad frente a condiciones históricas o arqueológicas) que excluirán emplazamientos inaceptables en las primeras etapas del programa. Esto dejará para una mayor consideración aquellos emplazamientos que cumplen las condiciones de aceptabilidad. Debería definirse un criterio para los estudios comparativos de los sitios de los candidatos, describiendo las ventajas y desventajas que utilizan las normas nacionales de seguridad del OIEA como base para estudios comparativos.</p> <p>Se consideran los impactos esperados de la planta en el público y en el medio ambiente, para estimar las consecuencias de los vertidos en funcionamiento normal y potenciales emisiones radiactivas resultantes de accidentes. Esto requiere un análisis preliminar de la dispersión de material radiactivo debido a los fenómenos atmosféricos, a través de las aguas superficiales ya través de las aguas subterráneas. También debe analizarse la distribución prospectiva de la población, para caracterizar los hábitos alimenticios, así como los usos de la tierra y el agua en la región. Esto debe hacerse como parte del análisis de impacto ambiental radiológico abordado en SSG-16 Paras 2.190-2.201 sobre protección contra las radiaciones.</p> <p>Como se indica en NS-R-3 [80] párrafo 2.1, se consideran tres aspectos principales:</p> <ul style="list-style-type: none">- Los efectos de los sucesos externos que tengan lugar en la región del emplazamiento concreto (los sucesos externos podrían ser de origen natural o imputables al hombre).- Las características del emplazamiento y de su entorno que podrían influir en la exposición de las personas y del medio ambiente a emisiones de materiales radiactivos.- La densidad y distribución de la población y otras características de la zona exterior, en la medida en que pudieran afectar a la posibilidad de aplicar medidas de respuesta a emergencias y la necesidad de evaluar los riesgos para las personas y para la población. <p>Debe realizarse un informe detallado que incluya el análisis de impactos considerando los impactos anticipados de la planta en el público y el medio ambiente como resultado de descargas en operación normal y liberaciones potenciales radiactivas resultantes de accidentes que se utilizarán como base de selección de emplazamientos candidatos.</p> <p>En lo que respecta a las condiciones que no están directamente relacionadas con la seguridad, los criterios a establecer incluyen las necesidades nacionales y las necesidades locales específicas en todos los aspectos relevantes (por ejemplo aspectos legales, aspectos arqueológicos e históricos, economía y desarrollo social, uso de la tierra, distribución de energía redes, accesibilidad y disponibilidad de infraestructura local, aceptabilidad pública y proximidad a centros industriales y militares).</p> <p>Se espera un procedimiento establecido para la selección de sitios considerando sistemáticamente factores tales como aspectos legales, aspectos arqueológicos e históricos, economía y desarrollo social, uso de la tierra, redes de distribución de energía, accesibilidad y disponibilidad de infraestructura local, aceptabilidad del público y proximidad a centros militares, etc.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
16 – Selección y evaluación de emplazamientos
Condición 16.1
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifica el criterio y procedimiento por el cual se seleccionarán los emplazamientos candidatos. - Se realiza recogida de datos para la búsqueda de potenciales emplazamientos. - Se realiza evaluación para la pre-identificación de potenciales emplazamientos usando los datos recogidos. - Se evalúan los potenciales impactos de la planta sobre el entorno. - Se evalúan los potenciales impactos del entorno sobre la planta. - Se tienen en cuenta otros factores como los aspectos legales, el desarrollo social y económico de áreas, las redes de distribución y la aceptación pública.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Actualmente, Chile no ha alcanzado el proceso de pre-identificación de emplazamientos, si bien sí se han delineado en el informe [11] algunos criterios, basados en la NS-R-3 [80], que serán utilizados:</p> <ol style="list-style-type: none"> I. Selección: El objetivo general es obtener una representación completa de las diferentes zonas de la región para continuar el proceso de selección. Se utiliza información existente y disponible sobre algunas de las características necesarias de los emplazamientos para eliminar extensos territorios de la región de estudio de toda consideración. <ul style="list-style-type: none"> o Disponibilidad de agua. o Distancia respecto a los centros a los cuales va destinada la energía eléctrica. o Densidad poblacional de la zona. o Las características naturales de la región que puedan contribuir a un adecuado depósito de sustancias radioactivas. o Grado de dificultad para la ejecución de medidas ingeniero-técnicas necesarias por el desarrollo del proyecto. II. Etapa de Caracterización: Esta etapa supone el estudio e investigación de los emplazamientos seleccionados en la etapa anterior para demostrar que son aceptables desde varios puntos de vista, en particular desde la seguridad. Se seleccionan todos aquellos sitios que reúnen las condiciones para la instalación de la central nuclear. En esta etapa queda seleccionada la ubicación definitiva del emplazamiento sobre el cual posteriormente se solicitarán los permisos respectivos a las autoridades correspondientes. <ul style="list-style-type: none"> o Características geológicas del sector. o Características meteorológicas. o Urbanización. o Población, dinámica, densidad y su composición demográfica. o Ciudades más cercanas y sus características. o La estructura del Producto Regional Bruto y su dinámica. o Balance energético de la zona y su potencia instalada. o Información financiera respecto del desarrollo de la industria y la agricultura y su pronóstico futuro. o Información respecto del mercado de consumo y su potencial en la región.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

16 – Selección y evaluación de emplazamientos

Condición 16.1

- Determinar aquellos factores sobre los cuales depende el desarrollo socioeconómico de la región.
- Determinar aquellos aspectos sociales, costumbre locales y educación que influyen en el comportamiento de la población.

Para la evaluación, se revisarán diferentes características relacionadas y no relacionadas con la seguridad de los potenciales emplazamientos:

a) Relacionadas con la seguridad:

- Físicas: Fallamiento superficial, sismicidad, vulcanismo, suelos, sumidero final de calor.
- Ambientales: Inundaciones, fenómenos meteorológicos extremos, dispersión atmosférica, dispersión hidrológica.
- Antropogénicas: Sucesos atribuibles al ser humano, uso del suelo, distribución de la población, establecimiento de planes de emergencia.

b) No relacionados con la seguridad:

- Criterios económicos: Distribución eléctrica, vías de transporte, desarrollo de la zona, agua de refrigeración.
- Criterios sociales y legales: Recursos humanos, aspectos legales, uso de suelo.
- Criterios ambientales: Impactos ambientales.

En anteriores fases del desarrollo de infraestructuras para un potencial programa nuclear de potencia se han desarrollado diversos estudios cuyos datos podrán conformar el punto de partida para los análisis de detalle de emplazamientos. Entre otros:

- “Estudio Sobre Selección de Sitos de Emplazamiento de una Central Nuclear de Potencia”, Dames & Moore (1979) [88]. Este informe lleva a cabo la evaluación de los requerimientos para el emplazamiento de una central nuclear de potencia, análisis de la región e identificación de posibles emplazamientos, la revisión y análisis de posibles emplazamientos y selección de emplazamientos candidatos y la comparación de los emplazamientos candidatos.
- “Caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile”, Universidad de Chile (2009) [89]. Este informe caracteriza aspectos potenciales de amenazas o peligros naturales en Chile, excluyendo los climáticos, que puedan tener incidencia en la estimación de los riesgos naturales que afecten la infraestructura requerida para la generación de núcleo-electricidad.
- “Análisis Relativo de Impactos y Riesgos de la Generación Núcleo-Eléctrica” (2009) [11], que provee información de alto nivel sobre los principales impactos de las plantas nucleares de potencia.

El estudio de detalle del emplazamiento seleccionado y las evaluaciones de impacto ambiental serán realizados por el solicitante del proyecto, tras la toma de decisión de lanzar un programa nuclear de potencia.

En paralelo a la realización del presente documento, se ha realizado el estudio sobre el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad [90] que considera el emplazamiento entre los parámetros más relevantes para la seguridad nuclear. Entre sus conclusiones se detallan la afectación y lecciones aprendidas del análisis de accidentes e incidentes acaecidos en la historia del uso civil

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
16 – Selección y evaluación de emplazamientos
Condición 16.1
comercial de la energía nuclear para la producción de electricidad, así como la afectación que ha tenido el emplazamiento en todos ellos.
<i>Buenas prácticas</i>
Se han realizado aproximaciones hacia la caracterización de los criterios y estudios necesarios para la selección de emplazamientos.
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario que se definan y formalicen los criterios que el organismo regulador utilizará durante la Fase 2 para la evaluación de los emplazamientos candidatos, de cara a poder compararlos y seleccionar aquellos que otorguen suficientes garantías desde el punto de vista de la seguridad.</p> <p>En paralelo, debe realizarse una recogida de datos intensiva, y el posterior estudio de los mismos, para establecer una pre-identificación de potenciales emplazamientos, basándose en una metodología de exclusión de aquellos emplazamientos que no cumplan los requisitos de seguridad. Los emplazamientos candidatos resultantes de esta etapa participarán del proceso de selección posterior en la Fase 2.</p> <p>Adicionalmente, pese a que los estudios de evaluación de impacto ambiental definitivos deberán ser realizados por el titular, es necesario realizar unos estudios de impacto ambiental preliminares (incluyendo el impacto radiológico) para acompañar el proceso de selección de emplazamientos.</p>
<i>Recomendaciones</i>
A-16-001 – Desarrollo de procedimiento / normativa que disponga los criterios que el organismo regulador usará para la evaluación y comparación de emplazamientos.
A-16-002 – Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.
<i>En lo referente a los estudios preliminares de impacto ambiental, no se generan acciones adicionales ya que se considera englobado dentro de las acciones A-11-002 y A-15-004.</i>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
17 – Seguridad del diseño
Condición 17.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 170. El gobierno debe conocer los objetivos de la seguridad nuclear y cómo se tienen en cuenta en las centrales nucleares de diversos diseños.</p> <p>Las personas que participen en el programa de energía nuclear deberían comenzar a adquirir conocimientos sobre los principales aspectos de la publicación SSR-2/1 [91], del OIEA, así como las características de las diversas tecnologías de reactores nucleares. No es necesario entrar en demasiados detalles técnicos en esta fase, pero las principales características y principios de la seguridad del diseño deben ser entendidos.</p> <p>Se espera que en esta fase se conozcan los objetivos de la seguridad nuclear y cómo se tengan en cuenta en las centrales nucleares de diversos diseños por parte del gobierno. Descripción de los procesos utilizados por el gobierno para conocer los objetivos de seguridad nuclear con referencia a diversos diseños de centrales nucleares.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se comprenden los objetivos de la seguridad nuclear y cómo se implementan en los diferentes diseños disponibles.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>La CCHEN dispone de normativa relativa a Seguridad Nuclear que aplica a sus procesos. Entre ellos, GR-G-02 [92] expone los criterios básicos de seguridad nuclear y protección radiológica.</p> <p>Se han realizado diversos estudios ([11] [23]) orientados a destacar algunas de las características de los diseños comerciales disponibles en el mercado, así como futuros diseños de reactores de Generación IV. En estos estudios se han identificado sistemas de seguridad, y cómo algunas de sus características de diseño incrementan la seguridad de la planta.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>La CCHEN es conocedora de los objetivos de la seguridad nuclear y ha explorado algunas de las alternativas tecnológicas disponibles de cara a un potencial PNP, delineando los principales aspectos de seguridad de cada una de ellas.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Todas las entidades participantes en el desarrollo de la infraestructura necesaria para un PNP deben comprender los objetivos de la seguridad nuclear. Debe hacerse extensible a todos ellos, mediante formación u otros medios, para garantizar los elevados estándares de seguridad que requiere el sector</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
17 – Seguridad del diseño
Condición 17.1
nuclear. Ello incluye especialmente al Gobierno y partes implicadas (industria nacional, centros de investigación, etc.), de forma adicional a la CCHEN. En paralelo, debe desarrollarse un estudio de detalle de las distintas aproximaciones y diseños tecnológicos existentes en el mercado para evaluar sus sistemas de seguridad y cómo sus diseños particulares responden a las funciones de seguridad, de cara a la toma de decisión informada acerca de lanzar un programa nuclear de potencia.
<i>Recomendaciones</i>
A-17-001 – Formación y concienciación en los objetivos de la Seguridad Nuclear asociada al Diseño de las plantas para los participantes en el desarrollo de infraestructuras para un potencial PNP.
A-17-002 – Evaluación de la seguridad relativa al diseño de las tecnologías de centrales existentes y disponibles para un futuro PNP.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
17 – Seguridad del diseño
Condición 17.2
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 171. El gobierno debe considerar la disponibilidad de la infraestructura técnica así como la confiabilidad de la red eléctrica nacional y debe considerar los impactos potenciales de éstos en los requisitos de diseño para la seguridad de la planta.</p> <p>El suministro de energía eléctrica es un servicio vital para una central nuclear, y la fiabilidad de la fuente de alimentación depende principalmente de la fiabilidad de la red externa. Se debe considerar el riesgo asociado a eventos en los que una central nuclear pasa a una parada rápida y la red eléctrica se derrumba como consecuencia, lo que resulta en una pérdida al menos temporal de energía externa.</p> <p>Además, la fiabilidad de la potencia in situ depende de elementos externos como el suministro de productos industriales de alta calidad (por ejemplo, combustible, fluidos, incluidos aceites, gases). Entre otros factores que contribuyen a la seguridad se encuentran la cadena de suministro de repuestos y consumibles y el acceso a mano de obra calificada. Debe evaluarse la fiabilidad de la infraestructura técnica y planificarse las medidas compensatorias cuando sea necesario.</p> <p>El requisito 41 de la SSR-2/1 [91] establece que la funcionalidad de los elementos importantes para la seguridad en la central nuclear no se verá comprometida por perturbaciones en la red eléctrica, incluidas las variaciones previstas en la tensión y frecuencia del suministro de la red.</p> <p>Se debe demostrar la consideración del gobierno para la disponibilidad de la infraestructura técnica así como la confiabilidad de la red eléctrica nacional y la evaluación de impactos potenciales en los requisitos de diseño para la seguridad de la planta, evaluando:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Disponibilidad de la infraestructura técnica para apoyar el programa de energía nuclear - Fiabilidad de la red eléctrica nacional - Impactos potenciales de las infraestructuras técnicas y fiabilidad de la red nacional sobre los requisitos de diseño para la seguridad de la planta.
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las capacidades y fiabilidad de la red eléctrica. - Se evalúa la estabilidad de la red frente a pérdidas de suministro. - Se identifican estrategias para incrementar la fiabilidad de la red minimizando pérdidas de suministro.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>El esquema eléctrico chileno actual es el siguiente [93]:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Sistema Interconectado del Norte Grande (SING). Dispone de una capacidad instalada de 5.321 MW. - Sistema Interconectado Central (SIC). Dispone de una capacidad instalada de 17.512 MW. - Sistema Eléctrico de Aysén (SEA). Dispone de una capacidad instalada de 62 MW. - Sistema Eléctrico de Magallanes (SEM). Dispone de una capacidad instalada de 104 MW.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
17 – Seguridad del diseño
Condición 17.2
<p>Se encuentran en proceso cambios relevantes en dicho esquema eléctrico. Está prevista (finales 2017 – principios de 2018) la interconexión de los dos sistemas eléctricos principales, el SIC y el SING. Para la gestión de la nueva configuración del sistema eléctrico chileno, bajo la recientemente establecida Ley nº20936 [52], un nuevo sistema de transmisión eléctrica, así como un organismo Coordinador Independiente del Sistema Eléctrico Nacional. El objeto de ello es:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Preservar la seguridad del servicio en el sistema eléctrico; - Garantizar la operación más económica para el conjunto de las instalaciones del sistema eléctrico; - Garantizar el acceso abierto a todos los sistemas de transmisión. <p>Chile ha realizado diversos estudios orientados a evaluar las necesidades energéticas a largo plazo considerando aquellas variables, como son las condiciones socioeconómicas, tecnológicas y demográficas en el país o región. Se han realizado estudios usando herramientas promovidas por la OIEA como <i>Model for Analysis of Energy Demand</i> (MAED), que de forma sistemática permite mapear las tendencias y anticipar los cambios de necesidades energéticas. Asimismo, se ha llevado a cabo el uso de <i>Model of Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts</i> (MESSAGE) para delinear los flujos energéticos de los recursos de extracción, beneficio y conversión energética (suministro) hacia la distribución y provisión de servicios energéticos (demanda). Mediante este modelado se pueden definir estrategias a largo plazo que consideren los mix energéticos más óptimos, nuevas inversiones, seguridad en el suministro y restricciones medioambientales, entre otras.</p> <p>Tal y como se indica en el <i>Issue 9</i> del informe [94], en el marco de cooperaciones técnicas se han realizado estudios sobre la red eléctrica Chilena, incluyendo las proyecciones en el sistema interconectado, si bien estos estudios no incluyen específicamente el análisis de fiabilidad, estabilidad disponibilidad de la configuración de la red eléctrica, de cara a asegurar que las alteraciones de la red de distribución no afectan a la seguridad de la planta.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
No Aplica.
<i>Áreas a desarrollar</i>
Se debe evaluar los principales parámetros de seguridad de la red eléctrica e infraestructuras tecnológicas con el fin de analizar la afectación que pueden tener sobre una planta de generación núcleo-eléctrica. Tras el análisis de capacidades, fiabilidad y estabilidad, deberán establecerse acciones para mejorar dichos parámetros en caso necesario.
<i>Recomendaciones</i>
A-17-003 – Evaluación de capacidad, disponibilidad, estabilidad y fiabilidad de la red tras la interconexión de los sistemas SING y SIC en una configuración unificada.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1

18 – Preparación para la puesta en marcha

NO EXISTEN ACCIONES PARA LA FASE 1

Debido a que los procesos relativos a la puesta en marcha corresponden a fases más avanzadas de un programa nuclear de potencia, en la Fase 1 no se establecen en SSG-16 [1] requisitos específicos.

La fase actual en la que se encuentra actualmente Chile no se establecen requisitos específicos para el proceso de puesta en marcha, si bien se considera interesante resaltar algunos procesos que deberán ser tenidos en cuenta en posteriores etapas:

- Deberán definirse requisitos específicos para el proceso de puesta en marcha de una planta nuclear, lo cual incluye la definición de aquella documentación y pruebas requeridas. El proceso de puesta en marcha, las pruebas y análisis necesarios requieren de un sensible incremento de recursos humanos, así como de capacitaciones específicas para la realización de estas actividades particulares.
- El organismo regulador deberá familiarizarse con la metodología y medios para la revisión y aprobación de la documentación de puesta en marcha suministrada por el titular. Para ello, deberá preverse la capacitación del personal que será encargado de realizar los procesos de revisión.
- Deberán establecerse los procedimientos de transferencia de responsabilidades con el constructor de la obra, al final de la Fase 3, por lo que deberán estudiarse e implementarse los mecanismos legales suficientes para garantizar que no se compromete la seguridad ni se omiten las responsabilidades establecidas para las partes interesadas participantes del proyecto.

Adicionalmente a los requisitos establecidos en SSR-2/2 [95], en este proceso se tendrán en cuenta las disposiciones y recomendaciones establecidas en la guía SSG-28 [96] de la OIEA.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
19 – Seguridad en el transporte
Condición 19.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 189. El Gobierno debe considerar las implicaciones para el marco legal y regulatorio del transporte de combustible nuclear y residuos radiactivos, además del transporte de otros materiales radiactivos.</p> <p>La ejecución de un programa de energía nuclear requiere el transporte de materiales radiactivos con características específicas, que pueden requerir la modificación o complementar el marco nacional existente para la seguridad en el transporte. Este material radiactivo incluirá el combustible nuclear nuevo y usado y, en función de la estrategia nacional de gestión de residuos radiactivos, el transporte de otros residuos radiactivos puede aumentar considerablemente.</p> <p>La seguridad del transporte de materiales radiactivos se garantiza principalmente mediante un enfoque graduado que incluye elementos de diseño, prueba y revisión del paquete de transporte. El criterio gradual de las necesidades de transporte se establece en función del tipo y cantidad de material radiactivo que se va a enviar. El combustible nuclear fresco tiene un nivel muy bajo de radiactividad y los principales medios técnicos para asegurar su transporte seguro deben ser el diseño de un paquete de transporte que controle el riesgo de criticidad a través de sus características estructurales y de contención. Dependiendo del tipo de paquete de transporte que se vaya a utilizar y de los requisitos nacionales para el envío de combustible fresco, pueden requerirse pruebas adicionales y revisiones regulatorias.</p> <p>En varios Estados puede que ya se están llevando a cabo actividades relacionadas con fuentes radiactivas (por ejemplo, en reactores de investigación o en aplicaciones industriales o médicas de radiaciones) que hayan requerido el establecimiento de reglamentos sobre el transporte de materiales radiactivos. En estos Estados se establecerán reglamentos que abarquen no sólo los materiales que se transportan actualmente, sino también todos los materiales relacionados con un programa de energía nuclear para los que se aplican convenios internacionales (en lo que respecta al transporte aéreo y marítimo y para algunos Estados también por tierra). También puede haber un organismo regulador encargado de supervisar la seguridad en el transporte de materiales nucleares. Sin embargo, el sistema regulador puede no estar en uso activo en algunas áreas en Estados sin un programa de energía nuclear.</p> <p>Si bien un programa de energía nuclear típicamente resultará en un pequeño aumento porcentual en el número de envíos de material radiactivo, aumentará en varios órdenes de magnitud la cantidad total de material radiactivo transportado. El grado de protección proporcionado por este pequeño número de paquetes adicionales debe ser significativamente mayor que el proporcionado por la mayoría de los paquetes que se transportan. Un aspecto crucial para preparar el transporte de material radiactivo es asegurar que los nuevos reguladores sean conscientes de los regímenes reguladores existentes.</p> <p>Las funciones clave de un organismo regulador en relación con el transporte de materiales radiactivos se establecen en la Guía de Seguridad TS-G-1.5 [97] del OIEA sobre garantía de cumplimiento para el transporte seguro de materiales radiactivos. Una parte importante de la recogida de información es examinar cada una de estas funciones y evaluar los recursos y habilidades disponibles. Es posible que algunas funciones se realicen inicialmente en otros Estados, pero el órgano regulador del transporte en</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
19 – Seguridad en el transporte
Condición 19.1
<p>un Estado con un programa de energía nuclear debe desarrollar la competencia interna en todos los ámbitos. Deben establecerse disposiciones legales para definir las responsabilidades del organismo regulador en relación con el transporte de combustible nuclear y residuos radiactivos, además del transporte de otros materiales radiactivos.</p> <p>En la GSR Parte 1 [42] se establece que el gobierno deberá prever la creación y el mantenimiento de la competencia de todas las partes que tengan responsabilidades en relación con la seguridad de las instalaciones y actividades. La Guía de Seguridad TS-G-1.6 [98] del OIEA, de disposiciones para el transporte seguro de materiales radiactivos, establece las diferentes cláusulas por número de la ONU. Hay esencialmente dos conjuntos de números de las Naciones Unidas; un conjunto (para material fisionable) se relaciona estrechamente con la conducción de un programa de energía nuclear. Los diferentes números de las Naciones Unidas relativos a los materiales fisionables y no fisionables indican que se requieren controles adicionales en el transporte de material fisionable. El órgano regulador debe ser competente para asegurar que se establecen los controles apropiados. El transporte de combustible nuclear gastado es una tarea especialmente exigente que es probable que requiera nuevos tipos de arreglos.</p> <p>Debería establecerse un marco jurídico adecuado para aplicar las normas internacionales para el transporte de mercancías peligrosas. Los diferentes modos de transporte (por carretera, ferrocarril, mar, aire) tienen sus propias regulaciones internacionales o regionales emitidas por las respectivas organizaciones de transporte. El Reglamento de Transporte se aplica mediante la incorporación a estos instrumentos. Debería describirse las medidas adoptadas para desarrollar la competencia del órgano regulador para cumplir con su responsabilidad en relación con el control del transporte seguro de materiales radiactivos para el programa de energía nuclear.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Se identifican las implicaciones sobre el marco legislativo y regulador que supone el transporte de material radiactivo y nuclear. - Se identifican las implicaciones del transporte de combustible nuclear. - Se identifica la multilateralidad de actividades como la importación y exportación de material nuclear y radiactivo. - Se identifican las responsabilidades en el transporte de material nuclear y radiactivo y sus implicaciones en el marco legislativo.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Debido a las infraestructuras radiactivas de que consta Chile, el país ya dispone de un reglamento para el transporte de materiales radiactivos, Decreto nº12 [99], el cual tiene en cuenta el diseño, ensayo y transporte de combustible irradiado. Según dicho decreto, la autoridad competente será la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) u otro organismo expresamente autorizado por ella para los efectos del presente reglamento:</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
19 – Seguridad en el transporte
Condición 19.1
<ul style="list-style-type: none"> - Todo transporte de material radiactivo requerirá de autorización de la autoridad competente o de otro organismo expresamente facultado para otorgarla. - Establecer programas de garantía de calidad para el diseño, construcción, ensayo, documentación, utilización, mantenimiento e inspección de todos los bultos, así como para todas las operaciones de transporte y de almacenamiento en tránsito. - Cuando para el diseño o expedición sea necesaria la aprobación de la autoridad competente, dicha aprobación deberá tener en cuenta y depender de la idoneidad del programa de garantía de calidad. Se mantendrá a disposición de la autoridad competente la certificación de que se han cumplido plenamente las especificaciones relativas al diseño. El fabricante, el remitente o el usuario de cualquier diseño de bulto deberá estar preparado para facilitar la inspección por la autoridad competente del embalaje durante su construcción y utilización y para demostrar a la correspondiente autoridad competente que: <ul style="list-style-type: none"> a) los métodos y materiales utilizados para la construcción de los embalajes se ajustan a las especificaciones aprobadas relativas al diseño; b) todos los embalajes construidos conforme a un diseño aprobado se inspeccionan periódicamente y, en caso necesario, se reparan y mantienen en buenas condiciones, de manera que sigan ajustándose a todos los requisitos y especificaciones pertinentes, incluso después de un uso repetido. - Incumbe a la autoridad competente la responsabilidad de verificar el cumplimiento del presente reglamento. La forma de cumplir con tal responsabilidad implica el establecimiento y ejecución de un programa de control del diseño, construcción, ensayos, inspección y mantenimiento de los embalajes, y de la preparación, documentación, manipulación y estiba de bultos por los remitentes y transportistas respectivamente, para disponer así de pruebas de que se cumplen en la práctica las disposiciones del presente reglamento. - Los medios de transportes y el equipo habitualmente utilizado para el acarreo de materiales radiactivos estarán sujetos a inspecciones periódicas por la autoridad competente, a fin de determinar el grado de contaminación. <p>Actualmente, la CCHEN está llevando a cabo una revisión del Reglamento de transporte de materiales radiactivos.</p> <p>Adicionalmente, Chile ha ratificado la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares mediante el Decreto nº1121 [17] y enmienda [18] que, entre otros, se aplica a los materiales nucleares utilizados con fines pacíficos, cuando sean objeto de transporte nuclear internacional.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Se considera que Chile se encuentra en un estadio avanzado de desarrollo del marco legislativo y regulador en materia de transporte de material radiactivo, por lo que no se establecen acciones adicionales para la Fase 1.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>No Aplica.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
19 – Seguridad en el transporte
Condición 19.1
<i>Recomendaciones</i>
No Aplica.

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
20 – Interfases con la seguridad física
Condición 20.1
<i>Descripción de la condición</i>
<p>ACCIÓN 193. El Gobierno debe fomentar cultura de seguridad y cultura de seguridad, teniendo en cuenta sus puntos en común y diferencias.</p> <p>GSR Parte 1 [42] Requisito 12: El gobierno se asegurará de que, dentro del marco gubernamental y legal, se establezcan arreglos de infraestructura adecuados para las interfaces de seguridad con los arreglos para la seguridad nuclear y con el sistema estatal de contabilidad y control de materiales nucleares.</p> <p>Debe desarrollarse una cultura de seguridad y una cultura de seguridad que rijan las actitudes y el comportamiento de los individuos dentro del sistema de gestión.</p> <p>La cultura de seguridad y la cultura de seguridad se basan en nociones similares. Sin embargo, también hay algunas nociones que son exclusivas de la cultura de seguridad, como la disuasión y la confidencialidad. Además, en lo que respecta al reparto de responsabilidades y la confidencialidad de la información, el desarrollo de una cultura de seguridad implicará una participación importante del gobierno. La participación de varias autoridades competentes en materia de seguridad impone un cierto número de estructuras y sistemas de comunicación e intercambio de información para que las organizaciones implicadas comprendan y se complementen entre sí.</p> <p>Todas las organizaciones que participan en un programa de energía nuclear deben ser conscientes de los puntos en común y las diferencias entre la seguridad y la seguridad nuclear para poder tener en cuenta tanto los planes de desarrollo. Se deben desarrollar y fomentar las sinergias entre seguridad y protección; seguridad y seguridad tienen que complementarse y potenciarse mutuamente. Las autoridades competentes identificadas deberían participar en el fomento de la cultura de seguridad y protección.</p>
<i>Bases de evaluación</i>
<ul style="list-style-type: none"> - El gobierno comprende el concepto de cultura de seguridad nuclear y seguridad física. - Se promueve el conocimiento de la cultura de seguridad nuclear y seguridad física a todos los estamentos.
<i>Observaciones de la revisión</i>
<p>Chile dispone del Reglamento de Protección Física de las instalaciones y de los materiales nucleares [50], cuyos objetivos son establecer condiciones que reduzcan al mínimo las posibilidades de retirada no autorizada de materiales nucleares; reducir las posibilidades de que se cometan actos de sabotaje en contra de las instalaciones nucleares y disuadir cualquier intento de cometer algún tipo de acción no autorizada que pudiese poner directa o indirectamente en peligro a las personas, bienes y medio ambiente; y proporcionar información y asistencia técnica, en apoyo de las medidas que se adopten para localizar y recuperar los materiales nucleares extraviados.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
20 – Interfases con la seguridad física
Condición 20.1
<p>Adicionalmente, el gobierno demuestra su compromiso con la seguridad física mediante el Decreto nº1121 [17] y enmienda [18] acerca de la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares y las Instalaciones Nucleares.</p> <p>La CCHEN dispone de la normativa NCS-SV-01 [100] para el sistema de contabilidad y control de material nuclear.</p> <p>En el ejercicio de levantamiento de capacidades realizado en 2010, entre lo cual se incluye la realización de una misión IPPAS por parte de la OIEA, se concluyó que las buenas prácticas de la seguridad nuclear son recogidas en el manejo de las actuales instalaciones nucleares existentes en Chile, y aquellas recomendaciones establecidas por la OIEA se encuentran en proceso.</p> <p>En los últimos años Chile ha llevado a cabo las siguientes actividades para la mejora de la arquitectura de la seguridad física nuclear global [101]: Se han llevado a cabo, para el fortalecimiento de la seguridad de material nuclear y radiactivo, la creación de la Comisión de Seguridad en Emergencias Radiológicas (CONSER) con la misión de fortalecer las capacidades nacionales en aquello que pudiera poner en riesgo la seguridad física nuclear o radiológica así como coordinación de la diseminación del conocimiento y los estándares de la seguridad nuclear y radiológica. En esta materia se identifican como principales compromisos futuros:</p> <ul style="list-style-type: none">- Diseño e implementación de un Centro de Soporte de Seguridad Física Nuclear, para la capacitación de personas en materia de seguridad física.- Preparación de un plan de refuerzo de la Cultura de Seguridad.- Desarrollo de un sistema de monitoreo de fuentes radiactivas. <p>En materia de tráfico de material nuclear, Chile participa en un grupo de trabajo sobre el tráfico ilícito de material nuclear para la capacitación de personal en la prevención, detección y respuesta ante situaciones de riesgo radiológico, especialmente fronterizo.</p> <p>Asimismo, un comité formado por la CCHEN, Carabineros de Chile y Aduanas participa en un proyecto de fortalecimiento de fronteras, derivado de la misión <i>International Nuclear Security Advisory Service</i> (INSServ) de la OIEA. Este proyecto, lanzado en 2015, considera la implementación de sistemas de detección de materiales radiactivos en puntos fronterizos. En este contexto, se ha continuado con la implementación de las recomendaciones efectuadas por la OIEA tras la evaluación, a nivel nacional, de la seguridad física nuclear desarrollado durante la misión INSServ.</p> <p>Adicionalmente a los tratados de transparencia y no proliferación, a nivel internacional Chile se ha comprometido a la implementación del <i>Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources</i> en las prácticas nacionales y el refuerzo del RAIS (<i>Regulatory Authority Information System</i>). Adicionalmente, se ha adherido al NUSIMS (<i>Nuclear Security Information Management System</i>) para ayudar a mejorar la infraestructura de seguridad física en los Estados miembros de la OIEA.</p> <p>En el apartado de cooperación, se han realizado ejercicios conjuntos entre Chile y Argentina sobre emergencias radiológicas transfronterizas para combatir el terrorismo nuclear.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

FASE 1
20 – Interfases con la seguridad física
Condición 20.1
<p>Se ha continuado con la implementación del <i>Integrated Nuclear Security Support Plan</i> (INSSP) de la OIEA, centrado en la formación del grupo CONSER.</p> <p>En paralelo, el CONSER realiza proyectos conjuntos con el Departamento de Energía de los Estados Unidos sobre el rastreo y protección de fuentes radiactivas huérfanas. La CCHEN, de la mano del DOE, han colaborado adicionalmente en el programa “Iniciativa para la Reducción Global de Amenazas” para la implementación y mejoramiento de los sistemas de protección física, entre otros, de los Centros Nucleares de La Reina y Lo Aguirre, así como la realización de talleres conjuntos.</p>
<i>Buenas prácticas</i>
<p>Chile ha tomado conciencia sobre la importancia de la seguridad física y nuclear, tanto en el territorio nacional como más allá de sus fronteras. Muestra de ello son los compromisos multilaterales a los que se ha adherido, así como los distintos proyectos de cooperación para la mejora de la gestión, control e incremento de la seguridad en el material y actividades nucleares y radiológicas.</p>
<i>Áreas a desarrollar</i>
<p>Es necesario potenciar las referencias a Cultura de Seguridad y su relación con la Seguridad Física en todos los planos y estamentos. Es necesario realizar una labor de concienciación a todos los ámbitos de la CCHEN, el Gobierno y otros participantes con el fin de asegurar que todos los procesos se llevan a cabo bajo los conceptos de una cultura de seguridad activa y efectiva.</p>
<i>Recomendaciones</i>
<p>A-20-001 – Plan de Formación, Concienciación y Refuerzo de la Cultura de Seguridad Nuclear y Física los altos directivos y Gobierno.</p>

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Hoja en blanco intencionadamente

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

ANEXO 2

Plan de Acciones. Descripción de acciones

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-01-001	<i>Comunicación explícita del Gobierno de consideración de la energía nuclear como alternativa en el mix energético. Mandato explícito de continuar con el desarrollo de la evaluación de la infraestructura de seguridad.</i>
Expectativa	
<p>Se espera compromiso público del Gobierno en la consideración de la energía nuclear como alternativa a valorar en el mix energético de Chile. El Gobierno debe establecer herramientas formales para garantizar que el proceso de estudio de cara a una toma de decisión de apostar o no por la generación nucleoelectrónica se hace bajo su supervisión e implicación directa y con todos los medios disponibles.</p> <p>Para ello, se propone que el Gobierno realice un mandato formal, en el cual se detallen pero no esté limitado a:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Creación del Grupo encargado de realizar la evaluación de la opción nucleoelectrónica. Detalle nominativo. - Establecimiento y asignación de roles y funciones. - Establecimiento presupuestario para el Grupo. - Establecimiento de las interfases con la Comisión Nacional de Energía y otras administraciones. <p>La existencia de este Grupo debe mantenerse durante todas las fases del proyecto.</p> <p>Para ello, puede considerarse como referencia el Decreto 49 [8] (actualmente Derogado).</p>	
Observaciones	
<p>En la actualidad, y tal como se indica en el Plan Energético 2050 [12], el Gobierno estima que "en el caso chileno, y a pesar que la Política Energética no descarta a priori ninguna tecnología de generación, la energía nuclear de potencia no ha sido incluida como una opción a corto plazo pues requiere de estudios en aspectos claves, como la viabilidad económica de largo plazo ante distintas condiciones legales y de mercado, los ajustes legales e institucionales requeridos, entre otros. Estos estudios deben ser dirigidos desde la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) convocando a los organismos nacionales competentes. Dado esto, se establece que en el próximo proceso de evaluación de la Política Energética de largo plazo, se revise la conveniencia de incorporar esta tecnología a la matriz de generación eléctrica.". Ello no se considera suficiente para considerar la predisposición del Gobierno a una profunda evaluación de la alternativa nuclear en Chile.</p>	
Referencias	
<p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "DECRETO N°49. CREA GRUPO DE TRABAJO EN NUCLEOELECTRICIDAD", (2007). [8]</p> <p>Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, "Energía 2050. Política energética de Chile", (2015). [12]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-01-002	<i>Provisión explícita de recursos económicos y personales para el Grupo encargado del levantamiento de capacidades, evaluación y desarrollo de infraestructura nuclear de seguridad de cara a la toma de decisión.</i>
Expectativa	
<p>Se espera la definición de las personas necesarias para el Grupo, así como las capacidades y formaciones que necesitan. En lo referente a recursos humanos del Grupo, se propone una estructura conformada por:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Coordinador del Grupo: Necesario que posea amplio conocimiento de la cultura nacional, estructura gubernamental y el estado de desarrollo industrial y económico de la nación. Asimismo, debe poseer un conocimiento general sobre energía nuclear y campos asociados, tanto en el terreno legal como técnico. Se espera que la persona en este rol adquiera la confianza y respeto de gobierno, industria y público. - Establecimiento de un responsable por área de trabajo, con amplio conocimiento en dichos campos, ya sea por experiencia en ellos o por medio de consultores. A continuación, pero sin limitarse a ello, se identifican las siguientes áreas de trabajo: <ul style="list-style-type: none"> o Área Legal y Regulatoria o Área de Comunicación e Información o Área Económica y de Financiamiento o Área de Desarrollo Industrial o Área de Tecnología Nuclear y Ciclo de Combustible o Área de Medioambiente y Emplazamiento. <p>La existencia de este Grupo debe mantenerse durante todas las fases del proyecto.</p> <p>En lo referente a recursos financieros para el Grupo, se espera que se establezcan partida explícita en los presupuestos del estado para el levantamiento, evaluación y desarrollo de capacidades relacionadas con la infraestructura nuclear del país y el estudio de la opción nucleoelectrónica. Se trata de</p> <ul style="list-style-type: none"> - Que se evidencie (económicamente) el compromiso del Gobierno con esta labor de desarrollo y evaluación para la toma de decisiones. Deben separarse claramente dichos presupuestos de aquellos destinados a la CCHEN para la realización de sus actividades habituales. De esta manera se evidenciaría que no es una motivación propia de la CCHEN sino del Gobierno. - Que se dispongan los recursos económicos necesarios para que la toma de decisión pueda realizarse con el detalle y calidad suficientes. <p>Para el dimensionamiento y estimación de recursos, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece órdenes de magnitud asociados a cada una de las etapas y actividades de la vida de una planta nuclear, y en particular para la fase de toma de decisión. Asimismo, este documento establece referencias en lo relativo a las cualificaciones orientativas de cada perfil.</p> <p>Se considera necesario la conformación de un grupo estable y con recorrido a medio-largo plazo.</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-01-002	<i>Provisión explícita de recursos económicos y personales para el Grupo encargado del levantamiento de capacidades, evaluación y desarrollo de infraestructura nuclear de seguridad de cara a la toma de decisión.</i>
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102] International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.6 "Responsibilities and Capabilities of a NEPIO", (2009). [103]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-01-003	<i>Realización de estudio de Riesgo - Beneficio de la inclusión de la energía nuclear de potencia en el mix energético de Chile.</i>
Expectativa	
<p>Debe realizarse un estudio comparativo que soporte la justificación de la inclusión de la energía nuclear de potencia en el mix energético del país. Dicho estudio debe contemplar:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Riesgos: Cuantificación de costes (Recursos humanos, diseño y construcción, etc.), cuantificación del impacto ambiental radiológico y no radiológico, etc. - Beneficios: Cuantificación del beneficio social tecnológico, cuantificación de la mejora en la matriz energética, cuantificación del ahorro en combustibles fósiles y en independencia energética, cuantificación de la disminución de emisiones de CO₂, etc. <p>La comparativa de ambos debe resolver el equilibrio justificando la conveniencia de considerar esta fuente de generación energética.</p> <p>Como base de partida, se proponen las indicaciones establecidas en el IAEA-TECDOC-394 [104] del OIEA, el cual proporciona:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Pasos a realizar para identificar y estimar los impactos ambientales y de salud, asociados a las distintas opciones de generación de electricidad. - Método para comparar varias opciones tecnológicas en base a sus impactos ambientales, de salud, y otros. - Temas metodológicos contenciosos, incluyendo las posiciones adoptadas mayoritariamente. 	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-394 "Health and Environmental Impacts of Electricity Generation Systems. Procedures for comparative assessment", (1999). [104]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-02-001	<i>Evaluar la necesidad de adherirse a otros tratados internacionales adicionales.</i>
Expectativa	
<p>Adicionalmente a los tratados a los que Chile se encuentra adheridos actualmente, se debe evaluar complementar con los siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Valorar de adherirse al protocolo de enmienda de la Convención Sobre Indemnización Suplementaria Por Daños Nucleares [105], dado que Chile sólo se encuentra adherido a la versión inicial de dicho instrumento, la cual ha sido actualizada. - Valorar adherirse a la Convención de París [106]. - Valorar adherirse a la Convención de Bruselas [107]. <p>Los Convenios de París y Bruselas establecen como principio fundamental la responsabilidad objetiva del explotador por los daños nucleares producidos como consecuencia de un accidente en una instalación nuclear con independencia de la causa origen, dentro de las limitaciones y en las condiciones que se establecen en los mismos. El Convenio de París determina la responsabilidad mínima obligatoria a la que debe hacer frente el explotador, mientras que el de Bruselas establece compensaciones complementarias, hasta un límite determinado, para indemnizar a las víctimas o reparar daños en caso de que los daños superen la responsabilidad fijada para el primero.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), "CONVENCIÓN SOBRE INDEMNIZACIÓN SUPLEMENTARIA POR DAÑOS NUCLEARES", (1998). [105]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), "Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy of 29th July 1960, as amended by the Additional Protocol of 28th January 1964 and by the Protocol of 16th November 1982 (Convention of Paris)" [106]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), "Convention of 31-Jan-1963 Supplementary to the Paris Convention of 29-Jul-1960, as amended by the additional Protocol of 28-Jan-1964 and by the Protocol of 16-Nov-1982 (Brussels Supplementary Convention)"-https://www.oecd-nea.org/law/nlbrussels.html [107].</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.6 "Responsibilities and Capabilities of a NEPIO", (2009). [103]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), "La Convención de Viena de 1997 sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares y la Convención sobre indemnización suplementaria por daños nucleares de 1997. Textos explicativos", (2004). [108]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-02-002	<i>Establecer planes específicos de diálogo con países vecinos sobre un potencial PNP chileno.</i>
Expectativa	
<p>Se debe establecer un programa de reuniones con los estados vecinos para iniciar los diálogos sobre cómo Chile está evaluando la posibilidad de integrar la energía nuclear en su matriz energética.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Designación de responsable (Ministerio del Exterior / Relaciones internacionales). - Orden y contenido de temas a tratar. - Convenios a crear o ampliar. <p>Estos diálogos deben ser adicionales a los posibles acuerdos bilaterales de transferencia de conocimiento y tecnología que puedan disponer dichos países.</p> <p>Como guía de posibles colaboraciones que podrían llevar a cabo en el levantamiento de un PNP, puede considerarse lo indicado en IAEA-TECDOC-1522 [109].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1522 "Potential for Sharing Nuclear Power Infrastructure between Countries", (2006). [109]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-02-003	<i>Establecer planes específicos de diálogo con países que se encuentran en situación similar o en estado más avanzado de PNP, para tratar sobre un potencial PNP chileno.</i>
Expectativa	
<p>Se debe establecer un programa de reuniones con los estados vecinos para iniciar los diálogos sobre cómo Chile está evaluando la posibilidad de integrar la energía nuclear en su matriz energética.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Designación de responsable (Ministerio del Exterior / Relaciones internacionales). - Orden y contenido de temas a tratar. - Convenios a crear o ampliar. <p>Estos diálogos deben ser adicionales a los posibles acuerdos bilaterales de transferencia de conocimiento y tecnología que puedan disponer dichos países.</p> <p>Como guía de posibles colaboraciones que podrían llevar a cabo en el levantamiento de un PNP, puede considerarse lo indicado en IAEA-TECDOC-1522 [109].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1522 "Potential for Sharing Nuclear Power Infrastructure between Countries", (2006). [109]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-03-001	<i>Cierre de brechas identificadas en marco legal.</i>
Expectativa	
<p>Cierre de brechas identificadas en el informe [46].</p> <p>Incluye la valoración de las nuevas modificaciones legales: Ley de Transmisión Eléctrica Ley nº20936 [52].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>Barros & Errázuriz Abogados. Facultad de Derecho Universidad de Chile, "Estudio requerimientos de adecuaciones del marco legal ante la eventual incorporación de la energía nuclear de potencia", (2010). [46]</p> <p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "LEY Nº20936. ESTABLECE UN NUEVO SISTEMA DE TRANSMISIÓN ELÉCTRICA Y CREA UN ORGANISMO COORDINADOR INDEPENDIENTE DEL SISTEMA ELÉCTRICO NACIONAL", (2016). [52]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-03-002	<i>Adaptación de la legislación nacional a la estrategia de autorización de instalaciones nucleares seleccionada</i>
Expectativa	
Es necesario ampliar la legislación actual para considerar la estrategia seleccionada para el licenciamiento de instalaciones y actividades nucleares.	
Observaciones	
En el Apdo. 4 del informe [46] se encuentra la comparativa, mediante derecho comparado, de métodos de licenciamiento de los procesos de un PNP de los que Chile puede hacer uso.	
Referencias	
Barros & Errázuriz Abogados. Facultad de Derecho Universidad de Chile, "Estudio requerimientos de adecuaciones del marco legal ante la eventual incorporación de la energía nuclear de potencia", (2010). [46]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-04-001	<i>Formalizar organismo regulador independiente.</i>
Expectativa	
<p>Se debe formalizar la independización a nivel fiscal, personal y económico. El regulador debe ser independiente de las entidades u órganos encargados de promover las tecnologías nucleares o responsables de las instalaciones o las actividades. Entre sus tareas estará las tareas de autorización, examen y evaluación reglamentarias, inspección y aplicación coercitiva, así como de establecer principios, criterios, reglamentos y guías de seguridad. No deberá asignarse al órgano regulador ninguna otra tarea que pueda comprometer o estar en conflicto con sus funciones de reglamentación de seguridad.</p> <p>Asimismo, como parte de los requisitos de seguridad deberá ser un organismo independiente a todos los efectos del Gobierno, de cara a no condicionar la evaluación experta con criterios políticos. Se deberá asegurar que esta entidad dispone de las herramientas legales suficientes para que la emisión de valoraciones por parte de este organismo experto pueda ser vinculante siempre que ello pueda comprometer la seguridad.</p> <p>La resolución final deberá ser consistente con los apartados 2 y 3 de la Guía de Seguridad GS-G-1.1 [74].</p> <p>Se recomienda establecer un Plan Estratégico donde se identifiquen principalmente la misión, visión, valores y objetivos para la organización; así como la realización de Planes de Trabajo anuales que recojan las políticas y las actividades más significativas a realizar por la organización del regulador durante el año (actividades regulatorias, asistencia a reuniones, conferencias y participación en grupos de trabajo de organismos internacionales, formaciones nacionales e internacionales, planificación, etc.)</p>	
Observaciones	
<p>Actualmente ya se está trabajando en la separación de la vertiente regulatoria de la CCHEN hacia un nuevo esquema en el que el organismo regulador resultante posea las cualidades de independencia requeridas, externalizándose de la CCHEN para formar parte de la Superintendencia de Electricidad y Combustibles (SEC). Evaluar si la estructura actualmente propuesta cumple con los requisitos establecidos por la GS-G-1.1 [74].</p> <p>Para la selección del tipo de organismo regulador, en el estudio [39] se realizó un análisis de los principales modelos de organismos reguladores que existen en diversos países.</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), GS-G-1.1 "Organización y plantilla de personal del órgano regulador para instalaciones nucleares", (2006). [74]</p> <p>Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia (STUK), "Marco regulador nuclear: Experiencia internacional", (2009). [39]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-04-002	<i>Definición de estructura y requerimientos de personal para el regulador en un PNP.</i>
Expectativa	
<p>Deben definirse los recursos humanos para el organismo regulador en caso de optar por un PNP.</p> <p>Perfiles</p> <p>Se debe definir la estructura organizativa de la entidad, atendiendo a las dos tipologías de perfiles siguientes:</p> <p><u>Personal directivo superior</u></p> <p>El personal directivo superior del órgano regulador deberá examinar las funciones que deben llevarse a cabo, y determinar el tamaño y la composición del órgano regulador necesarios para que éste pueda cumplir sus obligaciones. Por este motivo, el personal seleccionado para esta función deberá disponer de experiencia y aptitudes en gestión, con especial enfoque en el liderazgo en pro de la seguridad.</p> <p><u>Personal Técnico</u></p> <p>El tamaño adecuado de técnicos del órgano regulador dependerá de varios factores: tipo y número de instalaciones, número de entidades explotadoras, régimen regulador adoptado y estructura jurídica. Los órganos reguladores de los distintos Estados tienen tamaños muy diferentes a causa de estos factores. Como ordenes de magnitud, pueden considerarse algunos estudios de referencia realizados sobre los organismos reguladores de los Estados miembros (véase tablas 2.1 y 2.2 de IAEA-TECDOC-485 [110]). Asimismo, también deberá valorarse la proporción de técnicos en cada área:</p> <ul style="list-style-type: none">a) Preparación de regulaciones y guíasb) Revisión y evaluaciónc) Inspección y mejorad) Preparación para emergenciase) Asuntos legales <p>Para ello también se han realizado prospecciones de los órganos reguladores internacionales que pueden servir como referencia (véase tablas 2.1 y 2.2 de IAEA-TECDOC-485 [110]).</p> <p><u>Otro personal</u></p> <p>Deberá considerarse el apoyo de personal externo y de administración.</p> <p>Capacitación y desarrollo de competencias</p> <p>El personal técnico de las diferentes áreas deberá poseer las aptitudes descritas en el apartado 4 de la de la GS-G-1.1 [74], así como lo dispuesto en IAEA-TECDOC-1254 [72].</p> <p>En preparación para los casos en que no se dispongan del personal o aptitudes indicadas, deberá delinearse un plan de capacitación. Para ello, puede usarse como referencia los elementos básicos indicados en el Apéndice de la GS-G-1.1 [74]. El programa de capacitación del personal del órgano</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-04-002	<i>Definición de estructura y requerimientos de personal para el regulador en un PNP.</i>
<p>regulador debería consistir en una combinación de estudios individuales, cursos formales de capacitación, cursos prácticos y seminarios (organizados por el órgano regulador e impartidos por él mismo, por organizaciones académicas o profesionales, por órganos reguladores de otros países o por el OIEA) y capacitación en el servicio en el mismo Estado o en el extranjero.</p> <p>La gestión de la cualificación del personal del organismo regulador puede realizarse utilizando el modelo de cuadrantes indicado en Safety Report 79 [111]. El proceso debe ser revisado periódicamente, y para ello se han establecido herramientas para la evaluación sistemática de las capacidades del órgano regulador que pueden ser utilizadas, como las identificadas en IAEA-TECDOC-1757 [112].</p> <p>Para el dimensionamiento y estimación de recursos, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece órdenes de magnitud asociados a cada una de las etapas y actividades de la vida de una planta nuclear. Asimismo, el documento establece referencias en cuanto a las cualificaciones orientativas de cada perfil.</p>	
Observaciones	
<p>Para la selección del tipo de organismo regulador, en el estudio [39] se realizó un análisis de los principales modelos de organismos reguladores que existen en diversos países.</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), GS-G-1.1 "Organización y plantilla de personal del órgano regulador para instalaciones nucleares", (2006). [74].</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1254 "Training the staff of the regulatory body in nuclear facilities: A competency framework", (2001). [72]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-485 "Analysis of Replies to An IAEA Questionnaire on Regulatory Practices in Member States With Nuclear Power Programmes Summary Report", (1988). [110]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), Safety Report 79 "Managing Regulatory Body Competences", (2013). [111]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1757 "Methodology for the Systematic Assessment of the Regulatory Competence Needs (SARCoN) for Regulatory Bodies of Nuclear Installations", (2015). [112].</p> <p>Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia (STUK), "Marco regulador nuclear: Experiencia internacional", (2009). [39]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-04-003	<i>Definición de recursos financieros necesarios para el regulador en un PNP.</i>
Expectativa	
<p>Tras el cierre de la acción A-04-002 deberá definirse las necesidades financieras para el organismo regulador durante la creación y desarrollo del programa nuclear de potencia.</p> <p>Para ello, y con el fin de garantizar que se proveen suficientes recursos económicos para el desarrollo de sus funciones dando máxima prioridad a la seguridad:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Se estimarán los recursos económicos necesarios para llevar a cabo las actividades regulatorias (inspecciones, autorizaciones, etc.) definidas como parte de las funciones del organismo regulador. - Se estimarán los gastos resultantes del personal derivado de la A-04-002. - Se estimarán los gastos derivados del programa de capacitación delineado en la A-04-002. - Se estimarán las necesidades de contratación externa, tanto de personal como de servicios. - Se estimarán aquellos costes administrativos derivados de las actividades. <p>El Gobierno deberá proveer presupuesto suficiente para cubrir las necesidades económicas caracterizadas en los puntos anteriores. Partidas presupuestarias exclusivas para el regulador deberán ser reservadas para que no entre en conflicto con otras labores comerciales o de promoción que puedan comprometer la labor independiente del regulador y por ende, la seguridad. En otros países, los órganos reguladores también usan como potencial fuente de ingresos los servicios que prestan a organizaciones privadas y externos.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
No Aplica	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-04-004	<i>Levantamiento de capacidades e identificación de los directivos superiores que conformarán el organismo regulador.</i>
Expectativa	
<p>Tras el cierre de la acción A-04-002 deberá realizarse un levantamiento de capacidades del personal disponible a nivel nacional que pueda desempeñar las tareas de directivo superior en el organismo regulador. Es necesario considerar las capacidades de liderazgo y cultura de seguridad en la búsqueda y capacitación de los recursos humanos que conformen la alta dirección de las organizaciones existentes y aquellas que se puedan crear en el marco de un PNP.</p> <p>El proceso de formación en materia de regulación en PNP debe iniciarse tan pronto como sea posible para el personal seleccionado.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
No Aplica	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-05-001	<i>Definición de una estrategia comunicativa con el fin de formar e informar al público acerca de la energía nuclear y el contexto energético.</i>
Expectativa	
<p>Es necesario establecer una estrategia comunicativa clara para informar al público sobre los beneficios y riesgos de la energía nuclear, el contexto energético del país, así como de la evaluación de un potencial PNP y las organizaciones participantes.</p>	
Responsabilidades	
<p>Debe definirse un responsable del programa de comunicación asignando sus funciones y roles.</p>	
Caracterización del receptor del mensaje	
<p>Deben definirse los distintos Grupos de Interés (GDI) que se pretende sean los receptores del mensaje. De cara a situar al país en condiciones de un diálogo general e informado, que permita una toma de decisión sobre apostar o no por la nucleoelectricidad, es necesario que dichos grupos de interés consideren el público general debido a la importancia de la aceptación social.</p>	
<p>Como grupos generales de interés, deben tenerse en cuenta: el público general, estudiantes (Básico, medio, superior), profesionales, los medios de comunicación, comités de representación de intereses locales, grupos especializados, autoridades gubernamentales, asociaciones de profesionales, organismos nacionales e internacionales, etc.</p>	
<p>En la caracterización de cada uno de los GDI, se debe definir:</p>	
<ul style="list-style-type: none"> - El perfil de personas que contiene el GDI. - Trechos de opinión actual. - Expectativa de formación e información que se espera que tengan al final del proceso comunicativo. 	
<p>Para ello, puede ser necesario actualizar la recogida de opinión pública tras los eventos de Fukushima, debido a la significatividad que esto puede tener sobre un país como Chile con el que comparte no pocas similitudes.</p>	
Estrategia comunicativa	
<p>Para la definición de la estrategia comunicativa puede seguirse las directrices del draft DS460 [113] sobre preparación, planificación, implementación y seguimiento y evaluación de procesos comunicativos y de consulta.</p>	
<p>Se definirá una estrategia comunicativa adaptada a cada GDI que cubra, entre otros, los siguientes puntos:</p>	
<ul style="list-style-type: none"> - Educación energética: Marco energético en Chile y mundial, diversificación energética, fuentes de energía. 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-05-001	<i>Definición de una estrategia comunicativa con el fin de formar e informar al público acerca de la energía nuclear y el contexto energético.</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Difusión de usos de las radiaciones ionizantes actuales en Chile - Difusión de funciones y objetivo de la CCHEN. Difusión de las actividades que realiza. Posicionamiento de la CCHEN. - Difusión de la infraestructura existente en Chile en materia nuclear - Divulgación en materia nuclear - Incluir el debate en los medios con información objetiva. <p>Los medios de transmisión a considerar pueden abarcar: divulgación (publicaciones, eventos, visitas a instalaciones, exposiciones, páginas web, juegos, campañas publicitarias), seminarios, talleres, cursos, cátedras, etc. por intermedio o no de otros centros o instituciones. Debe considerarse el desarrollo de material didáctico así como el acercamiento y apertura a las comunidades aledañas a las instalaciones de la CCHEN. Como objetivo intermedio, debe valorarse la difusión interna dentro de la CCHEN: toda persona integrada o que interactúe con la CCHEN debe saber de sus actividades y funciones, y convertirse en potencial transmisor del conocimiento.</p> <p>Para la delineación de esta estrategia, se tendrá en cuenta lo establecido en el draft de la Safety Guide DS460 [113] sobre comunicación y consulta con las partes interesadas. Dicha guía desarrolla las características de los procesos comunicativos del órgano regulador, si bien es extrapolable al resto de organizaciones.</p> <p>Es necesario tener en cuenta la continuación de este proceso comunicativo durante todas las fases del PNP. Para ello, es necesario que la estrategia comunicativa sea lo suficientemente flexible como para acoger los cambios que se vayan sucediendo durante su implementación.</p> <p>Estimación de recursos económicos</p> <p>Determinación de las necesidades económicas para el desarrollo y ejecución del plan de comunicación. Costes de personal y servicios externos (encuestas, informes de opinión, etc.).</p> <p>Dado que el Gobierno es el principal interesado en que la ciudadanía y las partes interesadas dispongan de una opinión formada para el proceso de toma de decisión, puede optar por reservar partidas presupuestarias específicas para la CCHEN (como entidad encargada de la promoción de los usos de la energía nuclear) a tal efecto en un departamento de Comunicación.</p>	
Observaciones	
<p>Para la caracterización de las partes interesadas puede hacerse uso de los estudios de comunicación realizados hasta la fecha [58] [59], si bien debe valorarse la necesidad de realizar una recogida de las percepciones del público tras el accidente de Fukushima (2011).</p>	
Referencias	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-05-001	<i>Definición de una estrategia comunicativa con el fin de formar e informar al público acerca de la energía nuclear y el contexto energético.</i>
<p>Tironi Asociados, "Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear", (2009). [58]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Informe entrevistas en profundidad. Estudio de opinión y estrategia de comunicaciones", (2016). [59]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), DS460 "Draft Safety Guide. Communication and Consultation with interested parties by the regulatory body", (2016). [113]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-05-002	<i>Identificación del proceso que se utilizará para tener en cuenta la opinión pública y de los grupos de interés para el proceso de toma de decisión.</i>
Expectativa	
<p>Deben valorarse las distintas alternativas disponibles para incluir como input la aceptabilidad social, las preocupaciones y la percepción general pública dentro del proceso de toma de decisión.</p> <p>Para ello, pueden considerarse como opciones:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Edición de informes anuales que den información y respuesta de aquellas preocupaciones presentes en los grupos de interés en materia de seguridad. - Uso de webs específicas para informar y debatir los temas de especial interés. - Entrevistas en los medios. - <i>Brochures</i> - Actividades educacionales - Conferencias de prensa / Mítines públicos - Charlas técnicas y Debates públicos - Procesos oficiales de votación <p>El uso de unos medios u otros deberá definirse conjuntamente con la delineación de GDI analizados en la acción A-05-001 debido al mayor alcance de algunos medios a sectores concretos.</p> <p>El <i>feedback</i> de cómo se toman en cuenta las opiniones y aceptabilidad de las partes interesadas debe ser comunicado al público, los gobiernos locales, comités de representación de intereses locales, industria, medios de comunicación, organizaciones no gubernamentales y estados vecinos.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>Tironi Asociados, "Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear", (2009). [58]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Informe entrevistas en profundidad. Estudio de opinión y estrategia de comunicaciones", (2016). [59]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), DS460 "Draft Safety Guide. Communication and Consultation with interested parties by the regulatory body", (2016). [113]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-06-001	<i>Definir estrategia de financiación para el PNP.</i>
Expectativa	
<p>Deben definirse las diferentes estrategias de financiación que se utilizarán en el global del programa nuclear de potencia.</p> <p>Para ello, es necesario considerar:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) Financiación para el Grupo encargado del levantamiento, evaluación y desarrollo de infraestructura nuclear: Este ítem se resuelve en la A-01-002. b) Financiación del Organismo Regulador y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-04-003. c) Financiación para la Organización Operadora y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-15-004. d) Financiación para Organizaciones de soporte y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-07-004. e) Financiación para Investigación y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-10-002. f) Financiación para Planificación y Gestión de emergencias y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-14-002. g) Financiación para gestión de residuos, combustible gastado y desmantelamiento: Este ítem se resuelve en la A-13-001. 	
Observaciones	
No Aplica.	
Referencias	
<p>MZConsulting, "Cost of nuclear energy in Chile", (2010). [63]</p> <p>SENES Consultants Limited. Universidad Adolfo Ibáñez, "Roles del Estado y el sector privado en la generación núcleo-eléctrica: Experiencia internacional aplicable a Chile", (2008). [62]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-4.2 "Financing of New Nuclear Power Plants", (2008). [114]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-06-001	<i>Definir estrategia de financiación para el PNP.</i>
International Atomic Energy Agency (IAEA), TRS353 "Financing Arrangements for Nuclear Power Projects in Developing", (1993). [115]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-07-001	<i>Diálogos con empresas del sector y conglomerados de empresas.</i>
Expectativa	
<p>El desarrollo de un PNP requiere de empresas de apoyo para la realización, entre otras, de las actividades de construcción, explotación y mantenimiento. Algunos de los grupos industriales que pueden participar de las infraestructuras necesarias en programas de estas características incluyen, pero no están limitados a:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Ingenierías. - Fabricantes. - Constructoras y empresas de montaje en el sector civil. - Empresas de servicios. - Compañías de operación y mantenimiento. - Organizaciones de soporte técnico. <p>Si bien Chile ha desarrollado un levantamiento de la posición industrial nacional actual (véanse informes [64], [67], [68], [116]), no se han tratado con dichas organizaciones los planes de un potencial PNP.</p> <p>Es necesario iniciar un diálogo informado con las empresas identificadas para intercambiar las posiciones que éstas podrían tener en un potencial PNP. En este diálogo, deberán plantearse las características específicas requeridas en el sector nuclear:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Los elevados estándares de calidad para el diseño, la fabricación y la construcción de estructuras, sistemas y componentes asociados con la seguridad nuclear; - La utilización de materiales especiales como zirconio y aleaciones de níquel con límites muy bajos para las impurezas de cobalto; - El diseño único de los sistemas de seguridad nuclear, que necesitan parar el reactor nuclear en una emergencia, enfriarlo y contener la radiación ionizante asociada; - Los largos plazos de construcción y los largos tiempos de fabricación de los principales componentes, que pueden afectar al camino crítico en muchas áreas; - La utilización de técnicas avanzadas de fabricación y métodos de construcción para controlar el capital inicial y los costos de financiación y seguir siendo competitivos; - El nivel particularmente elevado de disciplina requerido en todos los niveles para implementar una cultura de seguridad y para aplicarla a la organización operativa ya toda la cadena de suministro. - Los tipos de contratos que se exploran en la industria (“llave en mano”, etc.) - Cualificación de empresas en el sector nuclear. 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-07-001	<i>Diálogos con empresas del sector y conglomerados de empresas.</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Códigos de diseño nuclear de equipos y sistemas y guías técnicas (ASME, JSME, KTA, ISO, etc.) - Necesidad de creación de organizaciones de soporte técnico tanto para el regulador como para las entidades operadoras. - Áreas involucradas y cadenas de suministro. <p>Estos diálogos pueden llevarse a cabo mediante sesiones de trabajo, workshops o meetings.</p> <p>Asimismo, el diálogo con potenciales empresas y países suministradores de NSSS en el sector deben iniciarse.</p> <p>Especial hincapié debe hacerse en el diálogo y evaluación de las compañías de producción eléctrica del país para la evaluación de su interés, capacidades y recursos para entrar en el sector nuclear.</p> <p>La guía NG-T-3.4 [117] da directrices sobre la participación industrial de apoyo al programa nuclear. La guía provee los ítems a tener en cuenta para el desarrollo de esta acción en la Fase 1.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Proyectos de gran envergadura", (2010). [63]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Proveedores locales para la industria", (2010). , [67]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Asociaciones y conglomerados dentro de la industria", (2010). [68]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Normas y Estándares chilenos", (2010). [116]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.4 "Industrial Involvement to Support a National Nuclear Power Programme", (2016). [117]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-07-002	<i>Estudio de las alternativas de contrato más convenientes para un PNP en Chile.</i>
Expectativa	
<p>Deben analizarse las alternativas contractuales para la implementación de un programa nuclear de potencia:</p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>Turnkey (llave en mano)</u>, en el que un contratista único o un consorcio de contratistas asume la responsabilidad técnica general de todas las obras. Este tipo de contratos consideran la totalidad de la planta como un único contrato. El grueso de costes de capital así como el riesgo del proyecto se sitúa sobre el contratista principal. - <u>Split-package (dividido)</u>, donde la responsabilidad técnica general se divide entre un número relativamente pequeño de contratistas, cada uno de los cuales construye una gran parte de las obras. Generalmente se dividen los paquetes en islas, distinguiendo entre la Isla nuclear y la Isla de convencional. Pueden establecerse también contratos por separado para el <i>Balance of Plant</i> (BOP), la obra civil y el suministro de combustible. Generalmente existe un responsable de gestión del proyecto y de realización de los servicios de ingeniería, aprovisionamiento, construcción y puesta en marcha de forma conjunta con el propietario de la planta. - <u>Multi-package (multi-contrato)</u>, donde el propietario o su arquitecto-ingeniero asume la responsabilidad general de la ingeniería de la estación, la emisión de un gran número de contratos. La escala de estos contratos es a nivel de componentes. Esta alternativa puede resultar de interés para el propietario de la planta de cara a optimizar los alcances de los contratos y equilibrar los costes frente al riesgo, y maximizar la participación de la industria nacional en el proyecto. Esta fórmula requiere mayor hincapié en la definición de responsabilidades, requiere mayor nivel de control organizativo, y supone un mayor riesgo y responsabilidad para el propietario de la planta. <p>Para más detalle sobre las diferentes alternativas, ver apartado 5.5 del IAEA-TECDOC-1555 [118].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1555 "Managing the First Nuclear power project", (2007). [118]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-07-003	<i>Definición de una estrategia de participación de la industria nacional e internacional.</i>
Expectativa	
<p>Debe definirse una estrategia para permitir y fomentar la participación de la industria nacional e internacional en un programa nuclear de potencia. Dicha estrategia debe tener en cuenta que es probable que durante el proceso de madurez de la industria nuclear en el país se produzca una migración de capacidades hacia la industria local.</p> <p>Esta estrategia debe estar convenientemente escalada al tipo de contrato que se prevea para el potencial PNP de Chile, analizado en A-07-002.</p> <p>El libre mercado de Chile hace que no pueda forzarse la participación de la industria nacional frente a otras organizaciones en caso de licitaciones, si bien si se puede potenciar las capacidades nacionales de cara a posicionar mejor la industria local.</p> <p>Para ello, deben desarrollarse programas de fomento de la industria local basados en:</p> <ul style="list-style-type: none">- Cualificación de empresas y procesos para el sector nuclear- Uso de estándares de la industria nuclear.- Regulación nuclear- Sistemas de gestión- Desarrollo de nuevas tecnologías <p>Para ello, pueden considerarse tanto medios de los que dispone Chile actualmente (p.ej.: CORFO), como otros que se encuentran en proceso de creación (p.ej.: Ministerio de Ciencia y Tecnología, actualmente en proceso de formación tras CONICYT), o con la creación de nuevos.</p> <p>Como parte del levantamiento de capacidades de la industria nacional, es necesario evaluar la ampliación de servicios, como la fabricación de combustible para reactores de potencia (zircaloy), la cual no es posible hoy en día con la infraestructura existente en la fábrica de combustible chilena. Asimismo, será necesario explorar en dicha estrategia las posibilidades de minería extractiva en el país.</p> <p>Debe hacerse especial hincapié en la evaluación de necesidad de crear organismos de soporte técnico especializado, o convertir en ello organismos existentes (CCHEN).</p> <p>Puede ser conveniente la creación de Foros de Industria Nuclear nacional como vivero de capacidades, promoción e intercambio de conocimiento, para hacer la industria local (a priori con menor experiencia en el sector nuclear) más competitiva frente a la industria internacional.</p> <p>Para el caso de la participación exterior, pueden tenerse en cuenta las directrices establecidas en IAEA-TECDOC-1522 [109] para la transferencia de infraestructura entre diferentes países.</p> <p>Deberán tenerse especialmente en cuenta los riesgos y beneficios de la localización o deslocalización de la industria de apoyo.</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-07-003	<i>Definición de una estrategia de participación de la industria nacional e internacional.</i>
La guía NG-T-3.4 [117] da directrices sobre la participación industrial de apoyo al programa nuclear. La guía provee los ítems a tener en cuenta para el desarrollo de esta acción en la Fase 1.	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Proyectos de gran envergadura", (2010). [63]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Proveedores locales para la industria", (2010). , [67]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Asociaciones y conglomerados dentro de la industria", (2010). [68]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Normas y Estándares chilenos", (2010). [116]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1522 "Potential for Sharing Nuclear Power Infrastructure between Countries", (2006). [109]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.4 "Industrial Involvement to Support a National Nuclear Power Programme", (2016). [117]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-07-004	<i>Estudio de necesidades financieras para impulsar industria y creación de organizaciones de soporte técnico.</i>
Expectativa	
<p>Derivado de la estrategia de participación de la industria nacional e internacional delineada en A-07-003, deberán estimarse los costes asociados.</p> <p>Deberán estimarse los costes asociados a la creación de programas de fomento nacionales o a la utilización de programas existentes. Asimismo, también deberán tenerse en cuenta la potencial creación de empresas de soporte técnico, Foros o conglomerados de empresas.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
No Aplica	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-08-001	<i>Desarrollo de un Sistema de Gestión.</i>
Expectativa	
<p>Las organizaciones responsables de actividades o instalaciones nucleares deberán desarrollar un Sistema de Gestión para las mismas, con un enfoque escalonado al tipo y desarrollo de actividades, según los requisitos establecidos en GSR Part 2 [60], GS-G-3.1 [119] y GS-G-3.5 [120]. Dicho Sistema de Gestión deberá desarrollar:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Las declaraciones de principios de la organización, misión, visión y valores; - Una descripción del sistema de gestión; - Una descripción de la estructura de la organización; - Una descripción de las responsabilidades funcionales, responsabilidades generales, niveles de autoridad e interacciones de los encargados de la gestión, ejecución y evaluación de los trabajos; - Una descripción de los procesos e información complementaria en la que se explique cómo se prepararán, revisarán, ejecutarán, registrarán, evaluarán y mejorarán los trabajos. <p>Deberá enfatizarse especialmente la Cultura de Seguridad, según los términos establecidos en INSAG-4 [121], de manera que ésta se transmita desde los más altos niveles hacia toda la organización, destacando:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Conciencia individual de la importancia de la seguridad. - Cualificación y capacitación, conocimientos y competencia, impartidos por capacitación y adiestramiento del personal y por su autoformación - Compromiso que requiere la demostración por parte del alto nivel de conducción de que la seguridad tiene alta prioridad, y la adopción de un objetivo de seguridad común por todos los individuos. - Motivación, a través del liderazgo y la fijación de objetivos y sistemas de premio y sanciones, y de actitudes autogeneradas en los individuos. - Supervisión, incluyendo prácticas de auditoría y revisión, y disposición para responder a las actitudes críticas de los individuos. - Responsabilidad, a través de la asignación y descripción formales de las funciones y su comprensión por parte de los individuos. - Actitud crítica. <p>En dicho sistema de Gestión deberán quedar plasmados los diferentes estadios de desarrollo de la cultura de seguridad aplicables a instalaciones y actividades nucleares (véase IAEA-TECDOC-1329 [122]):</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-08-001	<i>Desarrollo de un Sistema de Gestión.</i>
<ul style="list-style-type: none"> - La seguridad se basa en regulaciones y normas. - La seguridad es considerada una meta organizativa. - La seguridad siempre puede ser mejorada. <p>Como rasgo importante de los Sistemas de Gestión, deberá demostrarse actitud crítica con los procesos, lo cual implica una auto-evaluación continua de los medios por los que se aplica la cultura de seguridad, y dicho Sistema debe establecer herramientas para dicho análisis periódico, para los cuales pueden usarse las directrices establecidas en IAEA-TECDOC-1321 [123].</p> <p>Dadas las actividades e instalaciones existentes actualmente en Chile, la CCHEN (y el resto de organizaciones participantes en el PNP) debe desarrollar un Sistema de Gestión para cubrir todas ellas, alineado con las características identificadas anteriormente. En él debe constar la misión institucional y sus objetivos estratégicos, y debe ser de conocimiento común como documento vertebrador de la política del organismo. Para ello, puede formalizarse y procedimentarse parte de la información que se proveen en los Balances de Gestión Integral [69].</p> <p>Con la conformación del organismo regulador y la futura formación del organismo operador deberá procederse de la misma manera, generándose un Sistema de Gestión aplicable.</p>	
Observaciones	
<p>El desarrollo de esta acción es complementario a algunos de los procesos activos de la CCHEN:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Proyecto de Cultura de la Seguridad: Pretende difundir la Cultura de la Seguridad en la CCHEN. Aplicar las herramientas de evaluación de Cultura de Seguridad en una instalación seleccionada de la CCHEN. Evaluar y diagnosticar la Cultura de Seguridad de una instalación seleccionada. Planificar acciones de mejora de Cultura de Seguridad de la instalación seleccionada. <p>Adicionalmente, en el marco del programa de Fortalecimiento Institucional Participativo [71] de la CCHEN se ha identificado como objetivo estratégico la implementación de una política de gestión institucional y personal que puede servir de vector para la resolución de la presente acción.</p> <p>La CCHEN dispone actualmente de un sistema de gestión vehiculado a través del Manual de la Calidad [70] basado en ISO 9001-2008. Se propone la adaptación de este manual a los requisitos establecidos para la resolución de esta acción.</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), GSR Part 2 "Leadership and Management for Safety", (2016). [60]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), GS-G-3.1 "Aplicación del sistema de gestión de instalaciones y actividades", (2016). [119]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-08-001	<i>Desarrollo de un Sistema de Gestión.</i>
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), GS-G-3.5 "Sistema de gestión de instalaciones nucleares", (2017). [120]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), INSAG-4 "Cultura de Seguridad", (1991). [121]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1329 "Safety culture in nuclear installations", (2002). [122]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1321 "Self-assessment of safety culture in nuclear installations", (2002). [123]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Balance de Gestión Integral Año 2016", (2017). [69]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "PROGRAMA DE FORTALECIMIENTO INSTITUCIONAL PARTICIPATIVO. GRUPO PRODUCTOS Y SERVICIOS", (2016). [71]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-09-001	<i>Desarrollo de recursos humanos para el PNP.</i>
Expectativa	
<p>Deben definirse los recursos humanos necesarios para el desarrollo del programa nuclear de potencia.</p> <p>Para ello, es necesario considerar:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) Recursos humanos para para el Grupo encargado del levantamiento, evaluación y desarrollo de infraestructura nuclear: Este ítem se resuelve en la A-01-002. b) Recursos humanos para Organismo Regulador y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-04-002. c) Recursos humanos para Organización Operadora y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-15-002. d) Recursos humanos para Investigación y sus actividades: Este ítem se resuelve en la A-10-003. 	
Observaciones	
No Aplica.	
Referencias	
No Aplica.	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-09-002	<i>Definición de estrategia para la creación, atracción y retención de talento.</i>
Expectativa	
<p>Es necesario definir las vías estratégicas para la creación, atracción y retención de talento en el sector nuclear, ya sea con personal nacional o internacional.</p> <p>Debe realizarse una prospección de los planes de formación de las universidades, centros de formación media y superior e institutos privados que contemplen o puedan ser complementados para cubrir las necesidades formativas de los futuros profesionales del sector nuclear.</p> <p>La gestión del capital humano es de vital importancia en el desarrollo e implementación de un PNP, por lo que se requiere que la estrategia envuelva los siguientes ítems:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Promoción de la transferencia de conocimiento: <ul style="list-style-type: none"> Dado las escalas temporales de los proyectos nucleares (alrededor de 60 años), es necesaria la concienciación a todos los niveles de la importancia de la transferencia del conocimiento entre disciplinas y generaciones de profesionales. - Atracción de talento: <ul style="list-style-type: none"> Es necesaria la atracción de talento de otros países y sectores, y para ello es conveniente el desarrollo de herramientas para la movilidad de expertos. El establecimiento de programas internacionales de I+D+i grandes y de alto perfil tienen el potencial de influir en las temáticas enseñadas en las universidades y de presentar una imagen dinámica de la industria a aquellos en proceso de selección de carreras profesionales. Es necesario considerar las capacidades de liderazgo y cultura de seguridad en la búsqueda y capacitación de los recursos humanos que conformen la alta dirección de las organizaciones existentes y aquellas que se puedan crear en el marco de un PNP. - <i>Networking</i> con y entre institutos, centros educativos y universidades: <ul style="list-style-type: none"> A nivel internacional, el sector nuclear ha establecido plataformas comunes para la educación a nivel de maestría y otros grados. La conexión e intercambio entre universidades, mediante programas compartidos, es un buen ejemplo de prácticas que fomentan el intercambio, el crecimiento profesional y la internacionalización de profesionales. Aquellos proyectos en los que la industria colabora con universidades y centros de investigación han demostrado ser fuentes importantes de reclutamiento. Esto debe tener en cuenta también la capacitación de profesores y profesional investigador. Para el caso chileno, cabe destacar redes como la <i>Latin American Network for Education in Nuclear Technology</i> (LANENT) [124] que pueden utilizarse como vehículos para la creación, desarrollo y retención de talento. Entre sus objetivos, esta plataforma presenta: <ul style="list-style-type: none"> a. identificar la oferta educativa disponible en la región 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-09-002	<i>Definición de estrategia para la creación, atracción y retención de talento.</i>
<ul style="list-style-type: none"> b. facilitar la detección de brechas de educación nuclear en la región c. intercambio de información, materiales de aprendizaje e instrumentos virtuales para la educación, la capacitación y la divulgación en materia nuclear d. facilitar el desarrollo de materiales educativos e. promover la movilidad de estudiantes y profesores f. facilitar el reconocimiento mutuo de cursos y créditos entre instituciones educativas g. promoviendo la colaboración entre las organizaciones miembros de LANENT y otras redes regionales y globales <p>Otros medios internacionales, como la <i>World Nuclear University</i> (WNU) iniciativa de la OIEA-WNA-NEA-WANO, pueden complementar estos procesos con programas específicos para el sector nuclear.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Redes de profesionales y formadores: <ul style="list-style-type: none"> La transferencia de conocimiento requiere la implicación directa del sector. La formación de redes de profesionales para el intercambio de experiencia ha demostrado que promueve la retención del conocimiento en el sector, más allá de los relevos generacionales. Asimismo, la creación de programas de formación impartidos por profesionales expertos en la materia es uno de los métodos utilizados a nivel internacional para la propagación del conocimiento. - Retención de talento: <ul style="list-style-type: none"> El mantenimiento de competencias se encuentra directamente ligado al convencimiento de los profesionales en su desarrollo. Para ello, algunas de las características que se deben promocionar a los profesionales nucleares para que se mantengan en el sector, adicionalmente a disponer de sueldos competitivos, son: <ul style="list-style-type: none"> a. Estar orgullosos de su elección de carrera; b. Tener un futuro bien definido; c. Tener modelos y líderes fuertes; d. Ser capaz de soñar con metas elevadas; e. Sentir que están haciendo algo importante para la humanidad y la seguridad. <p>La estrategia y planes de formación pueden basarse en las guías establecidas por la OIEA en IAEA-TECDOC-306 [125], que proveen una base razonable para definir las necesidades de los perfiles profesionales que conforman el sector.</p> <p>A continuación se exponen algunas herramientas que pueden ser consideradas para la atracción y retención de talento, así como el mantenimiento de competencias:</p> 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-09-002	<i>Definición de estrategia para la creación, atracción y retención de talento.</i>
<ul style="list-style-type: none"> - E-learning - Becas - Programas de intercambio de estudiantes / investigadores / formadores - Maestrías internacionales subvencionadas - Concursos de Atracción de Talento - Programas de formación impartida por profesionales del sector - Internado de estudiantes en empresas en los últimos años universitarios - Incentivos económicos y sociales para la atracción y movilidad de expertos provenientes de otros países. - Workshops / talleres nacionales e internacionales <p>Para el dimensionamiento y estimación de recursos, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece órdenes de magnitud asociados a cada una de las etapas y actividades de la vida de una planta nuclear. Asimismo, este documento establece referencias en lo relativo a las cualificaciones orientativas de cada perfil.</p> <p>Dentro de la estrategia, debe tratarse específicamente la Gestión del Conocimiento.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>Red Latinoamericana para la Educación en Tecnología Nuclear (LANENT), http://www.lanentweb.org. [124]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-306 "Guidebook on the Education and training of technicians", (1989). [125]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-09-003	<i>Estudio de instituciones y centros formativos que pueden dar soporte al desarrollo de recursos humanos en un potencial PNP.</i>
Expectativa	
<p>Debe realizarse un estudio, de la mano de instituciones nacionales e internacionales, que puedan proveer de formación y capacitación de personal para las etapas y organizaciones de un PNP.</p> <p>Para ello, deberán identificarse los Planes formativos existentes y evaluar cómo deben ser ampliados para cubrir con las capacitaciones necesarias determinadas para el personal en la A-09-001.</p> <p>Asimismo, deberá evaluarse la creación de programas compartidos con universidades y centros de enseñanza internacionales que puedan ayudar a cubrir con las capacitaciones necesarias determinadas para el personal en la A-09-001.</p>	
Observaciones	
No Aplica.	
Referencias	
No Aplica.	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-10-001	<i>Desarrollo de planes nacionales de Investigación.</i>
Expectativa	
<p>En primer lugar, es necesaria la identificación de aquellos centros de investigación que puedan abastecer las necesidades reguladoras y al organismo explotador en materia de seguridad durante el desarrollo de un PNP:</p> <p>Potenciales fuentes de investigación en materia nuclear</p> <ul style="list-style-type: none"> - Programas de investigación de la CCHEN. - Institutos públicos y privados que realicen o hayan realizado investigación nuclear. - Universidades con programas que realicen o hayan realizado investigación en materia nuclear o radiaciones ionizantes. - Programas de cooperación nacional e internacional que promueven la investigación nuclear. <p>Potenciales fuentes de investigación en otras materias complementarias</p> <ul style="list-style-type: none"> - Programas y Centros de investigación en materia sísmica, volcánica, geológica e hidrológica. - Programas y Centros de investigación en aspectos medioambientales <p>Para el desarrollo de planes de investigación, es necesario valorar la creación de una entidad o plataforma que coordine las necesidades y esfuerzos de I+D+i en el campo de la tecnología nuclear, que permita plantear y abordar proyectos de forma conjunta y presentar una posición nacional única frente a las propuestas o los compromisos nacionales e internacionales. Dicha plataforma tendría, entre otros objetivos, coordinar la investigación nuclear con los centros y planes de investigación comentados anteriormente, de modo que la transferencia de los beneficios de la investigación sean a nivel nacional y de forma transversal a todos los actores. Dados los objetivos y actividades de la CCHEN, ésta podría realizar dichas funciones.</p> <p>Los planes de investigación deben desarrollarse teniendo en cuenta las siguientes características:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Colaborativos: participación del regulador, sector privado, universidades y centros de investigación - Mejora continua de la seguridad como eje vertebrador. - Intercambio con organismos como NEA, EPRI u OIEA. - Multidisciplinares y relacionados con grandes inversiones. - Desarrollo de nuevas tecnologías 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-10-001	<i>Desarrollo de planes nacionales de Investigación.</i>
<p>A continuación se presentan algunas áreas temáticas que pueden ser desarrolladas bajo el marco de investigación:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Física de reactores - Termo hidráulica, - Química de reactores y combustible nuclear - Protección radiológica - Ciencia/resistencia de materiales - Análisis estructural - Fiabilidad de instalaciones y equipos - Metodologías de análisis probabilista y determinista. - Desarrollo de códigos de simulación y cálculo - Impacto radiológico y medioambiental - Factores humanos - Otras áreas transversales: Ingeniería mecánica, civil, eléctrica, I&C, geología, gestión de proyectos y organizativa, garantía de calidad nuclear. <p>Bajo este marco, deberán coordinarse las actividades que Chile ya realiza actualmente a través de la CCHEN y otras entidades, así como los programas de Cooperación Técnica con la OIEA, ARCAL y otros Estados para el uso pacífico de la energía nuclear.</p>	
Observaciones	
<p>La CCHEN dispone de procesos activos de mejora en materia de I+D, principalmente a mejorar los mecanismos de gestión y funcionamiento, así como a alinear las necesidades estratégicas de innovación de Chile con las propias de la CCHEN (ver Fortalecimiento Institucional Participativo [75] de la CCHEN). Este proceso, basado en la confluencia de expertos provenientes de distintas disciplinas, pretende identificar las líneas de investigación a promocionar.</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), INSAG-16 "Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety", (2003). [126]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "PROGRAMA DE FORTALECIMIENTO INSTITUCIONAL PARTICIPATIVO. GRUPO I+D", (2016). [75]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-10-002	<i>Financiación para labores de investigación en materia de seguridad nuclear.</i>
Expectativa	
<p>Deben explorarse las vías de financiación por parte del gobierno, del sector privado o mediante organismos internacionales para los planes de investigación delineados en A-10-001.</p> <p>Debe considerarse la dimensión y capacitación del personal necesario, tratado en A-10-003, y la potencial creación de plataformas y centros de investigación derivados del plan estratégico de investigación.</p>	
Observaciones	
<p>Existen procesos activos en la CCHEN para incrementar la financiación designada a investigación, que actualmente se sustenta principalmente en fondos nacionales (FONDECYT y CONICYT) (ver programa de Fomento Institucional Participativo [75] de la CCHEN).</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), INSAG-16 "Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety", (2003). [126]</p> <p>Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "PROGRAMA DE FORTALECIMIENTO INSTITUCIONAL PARTICIPATIVO. GRUPO I+D", (2016). [75]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-10-003	<i>Identificación de recursos humanos para labores de investigación en materia de seguridad nuclear.</i>
Expectativa	
<p>Deben determinarse aquellos perfiles estratégicos de personal para formar parte de las entidades encargadas de coordinar los planes de investigación. Se debe hacer especial hincapié en la selección de los directivos superiores encargados de dichas entidades para garantizar que poseen cualidades de liderazgo y gestión orientados a garantizar el más alto nivel de seguridad nuclear.</p> <p>Es necesario considerar las capacidades de liderazgo y cultura de seguridad en la búsqueda y capacitación de los recursos humanos que conformen la alta dirección de las organizaciones existentes y aquellas que se puedan crear en el marco de un PNP.</p> <p>Para el dimensionamiento y estimación de recursos, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece órdenes de magnitud asociados a cada una de las etapas y actividades de la vida de una planta nuclear. Asimismo, este documento establece referencias en lo relativo a las cualificaciones orientativas de cada perfil.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), INSAG-16 "Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety", (2003). [126]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-11-001	<i>Determinación de modificaciones Legales y Regulatorias derivadas de un PNP.</i>
Expectativa	
<p>Se deben incluir en el marco legislativo y regulatorio las modificaciones necesarias para ampliar el alcance, que actualmente cubre las actividades e instalaciones radiactivas, al PNP.</p> <p>Debe evaluarse las modificaciones a establecer sobre la reglamentación de protección radiológica, establecida en el Decreto nº3 [77] para cubrir con los requisitos establecidos por la OIEA en NS-G-1.13 [127] para plantas nucleares de potencia, frente a aquellos relativos a reactores de investigación provenientes de NS-G-4.6 [128].</p>	
Observaciones	
<p>Durante el año 2017 se está llevando a cabo la modificación del Reglamento de Protección Radiológica. El documento está en fase de aprobación. La expectativa es que dicha modificación derogue el actual Decreto nº3 [77].</p>	
Referencias	
<p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "DECRETO Nº3. REGLAMENTO DE PROTECCION RADIOLOGICA DE INSTALACIONES RADIOACTIVAS", (1985). [77]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-1.13 "Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants", (2005). [127]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-4.6 "Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the design and Operation of Research Reactors", (2008). [128].</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-11-002	<i>Realización de estudio de impacto radiológico ambiental preliminar.</i>
Expectativa	
<p>Como parte de las actividades requeridas tanto para la evaluación de emplazamientos como para la evaluación de impactos radiológicos, es necesaria la realización de un estudio de impacto radiológico ambiental (EIRA). El objeto de dicho estudio es proveer datos para la evaluación de la viabilidad de ubicaciones, de carácter general, para la toma de decisión acerca de apostar o no por un PNP.</p> <p>El estudio debe ser realizado mediante una aproximación gradual, y en función de la actividad, complejidad y riesgos asociados. Algunos factores a tener en cuenta para caracterizar la complejidad del estudio de la actividad se detallan en la Tabla 1 del DS427 [129].</p> <p>Para la realización del estudio pueden seguirse las indicaciones establecidas en DS427 [129], con las siguientes características generales:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Disponer de criterios de evaluación definidos. Para ello pueden utilizarse como guía las directrices establecidas en el Apéndice del DS427 [129], que trata aquellos criterios de riesgo de impacto a evaluar por el organismo regulador - Realizarse a escala regional / nacional, haciendo uso de la información disponible. <p>Adicionalmente, en [130] concretamente en su Apéndice II propone indicaciones acerca del contenido a desarrollar en un EIA, y en particular en el EIRA, de forma complementaria a lo requerido por el Decreto nº40 [131] sobre Estudios de Impacto Ambiental en Chile. La realización de estos estudios de impacto ambiental estratégicos preliminares se engloban dentro de la Fase 1 de desarrollo de la infraestructura de un PNP (ver Fig. 2 NG-T-3.11 [132]). La NG-T-3. 11 [132] provee guía en cuanto a la realización de este tipo de evaluaciones y la infraestructura legal y regulatoria necesaria.</p> <p>El resultado de esta evaluación debe formar parte de la información a transmitir al público y partes interesadas, en respuesta al Artículo 6.2 de [133].</p> <p>El desarrollo de este estudio puede realizarse como parte de la Evaluación Ambiental Estratégica (EAE), englobada dentro de la Ley nº 20.417 [134] (http://portal.mma.gob.cl/eae-que-es-la-evaluacion-ambiental-estrategica/). La Evaluación Ambiental Estratégica (EAE) es una herramienta de gestión ambiental que facilita la incorporación de los aspectos ambientales y de sustentabilidad en procesos de la elaboración de Políticas y Planes e Instrumentos de Ordenamiento territorial.</p>	
Observaciones	
<p>Como punto de partida, se pueden utilizar la caracterización de riesgos realizada en los informes [11] y [89].</p> <p>Para posteriores fases más avanzadas del proyecto, deberán realizarse evaluaciones del impacto más detalladas, particulares de la generación eléctrica. Para ello, pueden utilizarse como base las disposiciones indicadas en IAEA-TECDOC-394 [104].</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-11-002	<i>Realización de estudio de impacto radiológico ambiental preliminar.</i>
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), DS427 "Draft Safety Guide on Radiological Environmental Impact Assessment", (2016). [129]</p> <p>United Nations (UN), "CONVENTION ON ENVIRONMENTAL IMPACT ASSESSMENT IN A TRANSBOUNDARY CONTEXT (Espoo)", (1991). [130]</p> <p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "DECRETO Nº40. REGLAMENTO DEL SISTEMA DE EVALUACIÓN DE IMPACTO AMBIENTAL", (2013). [131]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.11 "Managing environmental impact assessments for construction and operation in NNP programmes", (2014). [132]</p> <p>United Nations (UN), "CONVENTION ON ACCESS TO INFORMATION, PUBLIC PARTICIPATION IN DECISION-MAKING AND ACCESS TO JUSTICE IN ENVIRONMENTAL MATTERS (AARHUS)", (1998). [133].</p> <p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "LEY Nº20417. CREA EL MINISTERIO, EL SERVICIO DE EVALUACIÓN AMBIENTAL Y LA SUPERINTENDENCIA DEL MEDIO AMBIENTE", (2010). [134]</p> <p>Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica", (2009). [11]</p> <p>Departamento de Geología. Universidad de Chile, "Caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile", (2009). [89].</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-394 "Health and Environmental Impacts of Electricity Generation Systems. Procedures for comparative assessment", (1999). [104].</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-12-001	<i>Desarrollo y comprensión de cómo se aplican y desarrollan las Evaluaciones de Seguridad en la industria nuclear.</i>
Expectativa	
<p>El Gobierno, el organismo regulador y otras partes interesadas en el potencial PNP deben desarrollar conocimiento y comprensión en aquellos componentes clave necesarios para las evaluaciones de seguridad de plantas nucleares.</p> <p>Esta acción puede ser resuelta mediante acciones formativas a las distintas entidades que participan del levantamiento de la infraestructura. Una propuesta de temas a tratar en dichas formaciones son:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Funciones de seguridad, defensa en profundidad, papel de la Evaluación de la Seguridad. - Las partes interesadas y sus respectivas funciones en la Evaluación de la Seguridad. - Documentos clave relevantes para la evaluación de la seguridad operacional a desarrollar para la implementación de una central nuclear. - Tipos de reactores, características de seguridad de diseño y su importancia para la adaptación a las condiciones locales. - Recursos humanos y herramientas para la evaluación de la seguridad / análisis de seguridad. - Función y estructura del apoyo técnico externo y la investigación en el ámbito de la evaluación de la seguridad. - Normas de seguridad del OIEA y elaboración de legislación nacional y guías. <p>Para el desarrollo del material didáctico la OIEA dispone de formaciones dedicadas [135], que pueden usarse como base para las sesiones. La aproximación se divide en cuatro áreas de interés:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Fundamentos de Evaluación de Seguridad. - Evaluación de aspectos de ingeniería importantes para la seguridad. - Análisis deterministas de seguridad. - Análisis probabilistas de seguridad. <p>Adicionalmente, para el desarrollo y evaluación de competencias en Evaluación de Seguridad, la OIEA realiza los <i>Safety Assessment Advisory Programme</i> (SAAP) [136]. Se realizan a petición de un Estado Miembro en proceso de levantamiento de un programa nuclear de potencia, y su objetivo es asesorarle sobre la identificación sistemática de necesidades y capacidades en materia de evaluaciones de seguridad nuclear para el establecimiento de centrales nucleares, así como el desarrollo de un plan de acción para creación de competencias, basada en el Programa de Educación y Capacitación en Evaluación de Seguridad (<i>Safety Assessment Education and Training</i>, SAET). En particular, es de interés para Chile la Fase 1, más orientada al estadio inicial de análisis de un potencial PNP, si bien este servicio puede extenderse para cubrir las demás fases del PNP.</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-12-001	<i>Desarrollo y comprensión de cómo se aplican y desarrollan las Evaluaciones de Seguridad en la industria nuclear.</i>
Observaciones	
No Aplica.	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), https://nucleus.iaea.org/sites/gsan/multimedia/saetmultimedia/Pages/Essential-Knowledge.aspx . [135]	
International Atomic Energy Agency (IAEA), https://nucleus.iaea.org/sites/gsan/Pages/SAAP.aspx . [136]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-13-001	<i>Evaluación de los costes asociados a la gestión de residuos, combustible gastado, desmantelamiento, fuentes radiactivas y generadores de radiación en desuso.</i>
Expectativa	
<p>Deben caracterizarse los costes de la estrategia/s de combustible preseleccionada/s a partir de la caracterización de alternativas realizadas en el informe [23]. Este proceso debe considerar los recursos humanos e infraestructuras (instalaciones, transporte, etc.) implícitos en la estrategia/s considerada/s, y debe cubrir tanto la gestión de residuos, el combustible gastado, el desmantelamiento, y la gestión de fuentes radiactivas y generadores de radiación en desuso.</p> <p>Para el dimensionamiento y estimación de recursos humanos, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece órdenes de magnitud asociados a cada una de las etapas y actividades de la vida de una planta nuclear.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>AMEC-Cade, "Estudio de opciones de ciclo de combustible nuclear", (2009). [23]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-14-001	<i>Formalización de un Plan Nacional de Emergencias Radiológicas.</i>
Expectativa	
<p>Debe formalizarse un Plan Nacional de Emergencias Radiológicas que establezca una capacidad de respuesta organizada de emergencia para una acción coordinada oportuna en una emergencia o un incidente radiológico o nuclear.</p> <p>Dicho Plan describe las capacidades, las responsabilidades y las autoridades de las agencias de gobierno y un concepto para la integración de las actividades de estas agencias a fin de proteger la salud y la seguridad del público.</p> <p>El desarrollo de este Plan requiere la creación de protocolos particulares para emergencias radiológicas.</p> <p>Dicho Plan debe describir las interfases con:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Plan Nacional de Protección Civil. - Planes de Emergencia Exterior de las instalaciones. - Planes de Emergencia Interior de las instalaciones. <p>El Plan debe disponer de las actuaciones para cubrir las posibles emergencias relativas a las instalaciones existentes actualmente en Chile, pero ser lo suficientemente flexible para considerar la potencial inclusión de centrales nucleares de potencia en el país (y su consiguiente categoría I de emergencias según GSR Parte 7 [137]).</p> <p>Debe contener la manera en la que se realizará la comunicación cruzada y la notificación al público (teniendo en cuenta los tratados internacionales) y la coordinación de los primeros respondedores.</p> <p>Para el establecimiento de este Plan coordinado, puede hacerse uso de modelos internacionales para el desarrollo de planes de emergencia radiológicas, como el IAEA-TECDOC-718 [138].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), GSR Part 7 "Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency", (2015). [137]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-718 "Plan modelo nacional de respuesta de emergencia para accidentes radiológicos", (2000). [138]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-14-002	<i>Financiación para mantenimiento de alto nivel en planificación y gestión de emergencias, simulacros, medios técnicos, etc.</i>
Expectativa	
<p>Tras la formalización de A-14-001, es necesario proveer de medios económicos y personales para el mantenimiento de un alto nivel de planificación y respuesta ante emergencias.</p> <p>Para ello, en base al Plan Nacional de Emergencias Radiológicas de A-14-001 se debe:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Definir y establecer medios económicos y personales necesarios, incluyendo la formación y reentrenamiento periódico de los mismos. - Definir y establecer medios económicos y técnicos relativos al equipamiento necesario. - Definir y establecer medios económicos para la realización de simulacros y ejercicios de mesa anuales. 	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
No Aplica	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-001	<i>Definición de la estructura, responsabilidades y funciones del organismo operador.</i>
Expectativa	
<p>Debe realizarse una caracterización de la estructura, responsabilidades y funciones que realizará el organismo operador de la potencial planta nuclear.</p> <p>Estructura de la organización</p> <p>Se definirá de forma gradual con el desarrollo del proyecto la estructura de la organización, siguiendo las directrices establecidas por la OIEA en el apartado 2 de la NS-G-2.4 [139].</p> <p>Deberán establecerse claras líneas de autoridad, así como la definición básica departamental que asegure cubrir todos los aspectos de seguridad.</p> <p>Para la definición de la distribución departamental y sus interconexiones, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece orientación en su sección 1.7.</p> <p>Funciones de la organización</p> <p>Se formalizarán y documentarán las funciones de la organización operadora. Entre otras:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Funciones de formulación de políticas, que incluyen: establecer objetivos de gestión; establecer una política de seguridad nuclear y de calidad; distribuir recursos; proporcionar recursos materiales y humanos; aprobar el contenido de programas de gestión; establecer políticas sobre aptitud para el servicio; y establecer un programa para realizar los cambios necesarios en cualquiera de estas funciones sobre la base del desempeño en el logro de los objetivos. - Funciones operativas, que incluyen: tomar decisiones ejecutivas y acciones para el funcionamiento de una planta, tanto en estados operacionales como en condiciones de accidente. - Funciones de apoyo, que incluyen: obtener servicios tanto técnicos como administrativos e instalaciones necesarias para realizar las funciones operativas. - Funciones de revisión, que incluyen: supervisar de forma crítica el desempeño de las funciones operativas y de apoyo, y la revisión del diseño. El propósito del monitoreo es verificar el cumplimiento de los objetivos estipulados para la operación segura de la planta, revelar las desviaciones, deficiencias y fallas de los equipos, y proporcionar información con el propósito de tomar medidas correctivas oportunas y hacer mejoras. Las funciones de revisión también deben incluir la revisión del desempeño general de seguridad de la organización para evaluar la efectividad de la gestión de la seguridad e identificar oportunidades de mejora. 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-001	<i>Definición de la estructura, responsabilidades y funciones del organismo operador.</i>
Responsabilidades de la organización	
Se formalizarán y documentarán las responsabilidades que tendrá dicha organización. En el apartado 3 de la NS-G-2.4 [139] se detallan algunas de las responsabilidades que se deben cubrir.	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-2.4 "Operating Organization for NPP", (2001). [139] International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-002	<i>Definición de requerimientos recursos humanos para el organismo operador.</i>
Expectativa	
<p>Debe realizarse una identificación de las competencias y dimensión de recursos humanos necesarios para el organismo operador durante las diversas fases de una planta nuclear de potencia.</p> <p>Algunas de las áreas técnicas, administrativas y de gestión que deberán considerarse para la definición de recursos humanos son los siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Personal de Dirección. - Personal de Formación y Cualificación. - Personal de Licenciamiento. - Personal de Operación. - Personal de Mantenimiento. - Personal de Inspección en servicio. - Personal de Vigilancia. - Personal de Gestión de Combustible. - Personal de Química. - Personal de Evaluación y análisis de seguridad. - Personal de Protección física. - Personal de Protección radiológica. - Personal de Prevención de riesgos y seguridad laboral. - Personal de Gestión de residuos. - Personal de Gestión Medioambiental. - Personal de Gestión de emergencias. - Personal de Contraincendios. - Personal de Garantía de calidad. - Personal de Factores Humanos. - Personal de Análisis de Experiencia Operativa. - Personal de Modificaciones de diseño. - Personal de Gestión de Configuración. - Personal de Gestión del envejecimiento. 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-002	<i>Definición de requerimientos recursos humanos para el organismo operador.</i>
<p>Los requisitos generales establecidos por la OIEA en la NS-G-2.8 [73] en materia de cualificaciones y formación pueden formar parte de la base para el desarrollo de la matriz de capacidades.</p> <p>Es necesario considerar las capacidades de liderazgo y cultura de seguridad en la búsqueda y capacitación de los recursos humanos que conformen la alta dirección de las organizaciones existentes y aquellas que se puedan crear en el marco de un PNP.</p> <p>Para el dimensionamiento y estimación de recursos, el documento IAEA-TECDOC-200 [102] establece órdenes de magnitud asociados a cada una de las etapas y actividades de la vida de una planta nuclear. Asimismo, este documento establece referencias en lo relativo a las cualificaciones orientativas de cada perfil. La formación y entrenamiento asociado al desarrollo de capacidades de cada uno de los perfiles puede basarse en lo establecido en IAEA-TECDOC-306 [125].</p> <p>Como orientación, pueden usarse otras aproximaciones presentes en la industria [140] y otros Estados, como EEUU [141], España [142] o Finlandia [143].</p>	
Observaciones	
No Aplica.	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-2.4 "Operating Organization for NPP", (2001). [139]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-2.8 "Recruitment qualification and training of personnel for NPP", (2002). [73]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-200 "Manpower Development for nuclear power (guidebook)", (1980). [102]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-306 "Guidebook on the Education and training of technicians", (1989). [125]</p> <p>American Nuclear Society, ANSI/ANS-3.1-2014 "Selection, Qualification, and Training of Personnel for Nuclear Power Plants", (2014). [140]</p> <p>Nuclear Regulatory Commission (NRC), RG 1.8 Rev. 3 "QUALIFICATION AND TRAINING OF PERSONNEL OF NPP", (2000).</p> <p>Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), IS-12 "Instrucción de Seguridad. Requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia en centrales nucleares", (2007). [142]</p> <p>Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia (STUK), YVL 1.7 "Functions important to nuclear power plant safety, and training and qualification of personnel", (1992). [143]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-003	<i>Definición de requerimientos financieros para el organismo operador.</i>
Expectativa	
<p>Deben analizarse las necesidades financieras asociadas al organismo operador.</p> <p>Derivado de las estimaciones de personal realizados en la acción A-15-002, deben cuantificarse los costes asociados al establecimiento de recursos humanos.</p> <p>Asimismo, deberán cuantificarse los costes materiales y de construcción de la planta.</p>	
Observaciones	
<p>Los posibles modelos de financiación han sido estudiados en [62], así como se han realizado algunos modelos con el fin de dimensionar los costes de construcción en [63].</p>	
Referencias	
<p>SENEC Consultants Limited. Universidad Adolfo Ibáñez, "Roles del Estado y el sector privado en la generación núcleo-eléctrica: Experiencia internacional aplicable a Chile", (2008). [62]</p> <p>MZConsulting, "Cost of nuclear energy in Chile", (2010). [63].</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-004	<i>Realización de estudio de impacto ambiental preliminar.</i>
Expectativa	
<p>Si bien la realización del Estudio de Impacto Ambiental (EIA) es responsabilidad del organismo operador cuando se realiza la solicitud de emplazamientos, el Gobierno debe realizar la estimación de los potenciales impactos radiológicos y no radiológicos de un PNP.</p> <p>Por un lado, el Estudio de Impacto Radiológico Ambiental (EIRA) preliminar se resuelve en A-11-002, mientras que la presente acción pretende cubrir los aspectos <u>no radiológicos</u>.</p> <p>El objeto de dicho estudio es proveer datos para la evaluación de la viabilidad de ubicaciones, de carácter general, para la toma de decisión acerca de apostar o no por un PNP.</p> <p>Adicionalmente, en [130] concretamente en su Apéndice II propone indicaciones acerca del contenido a desarrollar en un EIA, y en particular en el EIRA, de forma complementaria a lo requerido por el Decreto nº40 [131] sobre Estudios de Impacto Ambiental en Chile. La realización de estos estudios de impacto ambiental estratégicos preliminares se engloban dentro de la Fase 1 de desarrollo de la infraestructura de un PNP (ver Fig. 2 NG-T-3.11 [132]). La NG-T-3. 11 [132] provee guía en cuanto a la realización de este tipo de evaluaciones y la infraestructura legal y regulatoria necesaria.</p> <p>El resultado de esta evaluación debe formar parte de la información a transmitir al público y partes interesadas, en respuesta al Artículo 6.2 de [133].</p> <p>El desarrollo de este estudio puede realizarse como parte de la Evaluación Ambiental Estratégica (EAE), englobada dentro de la Ley nº 20.417 [134] (http://portal.mma.gob.cl/eae-que-es-la-evaluacion-ambiental-estrategica/). La Evaluación Ambiental Estratégica (EAE) es una herramienta de gestión ambiental que facilita la incorporación de los aspectos ambientales y de sustentabilidad en procesos de la elaboración de Políticas y Planes e Instrumentos de Ordenamiento territorial. Además, debe tenerse en cuenta lo dispuesto en la Ley nº19300 [144] en cuanto a las disposiciones medioambientales.</p>	
Observaciones	
<p>Como punto de partida, se pueden utilizar la caracterización de riesgos realizada en los informes [11] y [89].</p> <p>Para posteriores fases más avanzadas del proyecto, deberán realizarse evaluaciones del impacto más detalladas, particulares de la generación eléctrica. Para ello, pueden utilizarse como base las disposiciones indicadas en IAEA-TECDOC-394 [104].</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), DS427 "Draft Safety Guide on Radiological Environmental Impact Assessment", (2016). [129]</p> <p>United Nations (UN), "CONVENTION ON ENVIRONMENTAL IMPACT ASSESSMENT IN A TRANSBOUNDARY CONTEXT (Espoo)", (1991). [130]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-15-004	<i>Realización de estudio de impacto ambiental preliminar.</i>
<p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "DECRETO N°40. REGLAMENTO DEL SISTEMA DE EVALUACIÓN DE IMPACTO AMBIENTAL", (2013). [131]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.11 "Managing environmental impact assessments for construction and operation in NNP programmes", (2014). [132]</p> <p>United Nations (UN), "CONVENTION ON ACCESS TO INFORMATION, PUBLIC PARTICIPATION IN DECISION-MAKING AND ACCESS TO JUSTICE IN ENVIRONMENTAL MATTERS (AARHUS)", (1998). [133].</p> <p>Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "LEY N°20417. CREA EL MINISTERIO, EL SERVICIO DE EVALUACIÓN AMBIENTAL Y LA SUPERINTENDENCIA DEL MEDIO AMBIENTE", (2010). [134]</p> <p>Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica", (2009). [11]</p> <p>Departamento de Geología. Universidad de Chile, "Caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile", (2009). [89].</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-394 "Health and Environmental Impacts of Electricity Generation Systems. Procedures for comparative assessment", (1999). [104].</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-001	<i>Desarrollo de procedimiento / normativa que disponga los criterios que el organismo regulador usará para la evaluación y comparación de emplazamientos.</i>
Expectativa	
<p>Debe crearse la base normativa y procedimental necesaria en la que se establezcan los criterios que serán usados por el organismo regulador, para evaluar la conveniencia de los emplazamientos, así como aquellos criterios que permitan la comparación de emplazamientos.</p> <p>La Guía de Seguridad Específica SSG-35 [145] provee recomendaciones para el cumplimiento de los requerimientos establecidos en NS-R-3 [80] para considerar adecuadamente la seguridad durante el proceso de estudio y evaluación de emplazamientos, y ofrece un procedimiento sistemático para la comparación de emplazamientos candidatos. Es decir, es una guía que cubre los requerimientos de la Acción 160, en la fase 1. A modo de resumen, esta Guía proporciona recomendaciones acerca de:</p> <ul style="list-style-type: none">- La identificación de emplazamientos adecuados que cumplan con los requerimientos de seguridad establecidos.- Establecer criterios de cribado o selección y para clasificación (dentro de un “ranking”), incluyendo consideraciones sobre impacto ambiental.- Establecer un proceso sistemático, para los emplazamientos candidatos, para la vigilancia/monitorización y selección de los emplazamientos. <p>Por ejemplo, la Tabla I-1 de la Guía SSG-35 [145] proporciona criterios de cribado con el objetivo de seleccionar los emplazamientos.</p> <p>Debe también crearse la base normativa y procedimental necesaria en la que se establezcan los criterios que serán usados por el organismo regulador, durante la Fase 2, para evaluar la conveniencia de los emplazamientos propuestos en la Fase 1, así como aquellos criterios que permitan la comparación de emplazamientos. Para el establecimiento de dichos criterios, debe considerarse lo siguiente:</p> <ul style="list-style-type: none">- Requisitos establecidos en NS-R-3 [80]: El documento no cubre la Fase 1, principalmente centrada en la identificación de potenciales emplazamientos, sino que se centra en la evaluación y comparación de la lista corta de emplazamientos pre identificados. Esta guía debe ser utilizada para:<ol style="list-style-type: none">a. Definir la información requerida a presentar por parte de los solicitantes a un emplazamiento.b. Evaluar emplazamientos para asegurar que los fenómenos y características del mismo son debidamente tenidas en cuenta.c. Analizar las características de la población y la implementación de planes de emergencia.d. Definir los riesgos asociados a un emplazamiento	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-001	<i>Desarrollo de procedimiento / normativa que disponga los criterios que el organismo regulador usará para la evaluación y comparación de emplazamientos.</i>
El resultado de esta acción deberá formar parte del marco regulatorio mediante el cual el organismo regulador realizará los procesos de evaluación de propuestas de emplazamientos por parte de los solicitantes.	
Observaciones	
Existe una prospección de metodología para la selección de emplazamientos descrita en el Capítulo 6 del documento [11] que puede utilizarse como punto de partida para el desarrollo de esta acción.	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-R-3 Rev.1 "Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares", (2017). [80]	
International Atomic Energy Agency (IAEA), SSG-35 - Site survey and site selection for nuclear installations, (2015). [145]	
Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica", (2009). [11]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-002	<i>Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.</i>
Expectativa	
<p>Deben desarrollarse estudios de detalle, a nivel regional, desde las siguientes perspectivas de la seguridad (en conformidad con el párrafo 2.1 de NS-R-3 [80]):</p> <ul style="list-style-type: none"> - Los efectos de los sucesos externos que tengan lugar en la región del emplazamiento concreto (los sucesos externos podrían ser de origen natural o imputables al hombre). - Las características del emplazamiento y de su entorno que podrían influir en la exposición de las personas y del medio ambiente a emisiones de materiales radiactivos. - La densidad y distribución de la población y otras características de la zona exterior, en la medida en que pudieran afectar a la posibilidad de aplicar medidas de respuesta a emergencias y la necesidad de evaluar los riesgos para las personas y para la población. <p>Los estudios deben considerar la sismología, vulcanología, hidrología, dispersión atmosférica, demografía, aceptación pública, etc. Es necesaria la recogida intensiva de datos para alimentar los futuros procesos de selección de emplazamientos. Es también importante, según lo indicado en SSG-35 [145] y SSG-18 [146], que el potencial impacto del cambio climático en los peligros de los emplazamientos sea tenido en consideración, sobretudo en términos de la posibilidad de un aumento en la incidencia e intensidad de fenómenos meteorológicos e hidrológicos extremos. Otros puntos a considerar en dichos estudios y que pueden significar el descarte de regiones son aspectos legales, arqueológicos, históricos, económicos, desarrollo social, uso de las tierras, redes de distribución accesibilidad o la proximidad a centros industriales o militares.</p> <p>Respecto las consideraciones que no están directamente relacionadas con la seguridad, los criterios que deben ser establecidos incluyen necesidades nacionales y necesidades locales específicas, en todos los aspectos relevantes (e.g. aspectos legales, aspectos históricos y arqueológicos, desarrollo social y económico, usos del suelo, redes de distribución de energía, accesibilidad y disponibilidad de la infraestructura local, aceptabilidad pública, así como proximidad a centros industriales o militares).</p> <p>Para la identificación de emplazamientos, se propone el uso de una metodología de descarte, tal y como describe la SSG-35 [145], con el fin de extraer una lista corta de regiones / emplazamientos que puedan ser evaluados mediante los criterios establecidos a través de la acción A-16-001.</p> <p>La Guía de Seguridad Específica SSG-35 provee recomendaciones para el cumplimiento de los requerimientos establecidos en NS-R-3 [80] para considerar adecuadamente la seguridad durante el proceso de estudio y evaluación de emplazamientos, y ofrece un procedimiento sistemático para la comparación de emplazamientos candidatos. Es decir, es una guía que cubre los requerimientos de la Acción 160, en la fase 1. A modo de resumen, esta Guía proporciona recomendaciones acerca de:</p> <ul style="list-style-type: none"> - La identificación de emplazamientos adecuados que cumplan con los requerimientos de seguridad establecidos. 	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-002	<i>Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.</i>
<ul style="list-style-type: none">- Establecer criterios de cribado o selección y para clasificación (dentro de un “ranking”), incluyendo consideraciones sobre impacto ambiental.- Establecer un proceso sistemático, para los emplazamientos candidatos, para la vigilancia/monitorización y selección de los emplazamientos. <p>Por ejemplo, la Tabla I-1 de la Guía SSG-35 [145] proporciona criterios de cribado con el objetivo de seleccionar los emplazamientos.</p> <p>Los requisitos establecidos en el Requisito de Seguridad NS-R-3 [80], se centran en la evaluación y comparación de la lista corta de emplazamientos pre identificados en la fase 1. Es decir, la Guía cubre la Fase 2. Esta guía debe ser utilizada para:</p> <ul style="list-style-type: none">a. Confirmar la idoneidad de uno o varios emplazamientos elegidos.b. Definir la información requerida a presentar por parte de los solicitantes a un emplazamiento. En este sentido, permite determinar las bases de diseño para eventos externos naturales e inducidos por el hombre.c. Evaluar emplazamientos para asegurar que los fenómenos y características del mismo son debidamente tenidas en cuenta. Por ejemplo, evalúa las características relacionadas con infraestructura regional, excavaciones, estabilidad del suelo, suministro de agua de refrigeración, transporte, interfaz con la red eléctrica, etc.d. Analizar las características de la población y la implementación de planes de emergencia. Por ejemplo, asesorando sobre las características de dispersión en el aire y agua.e. Definir los riesgos asociados a un emplazamiento. <p>Una vez conocidas estas dos guías del OIEA, NS-R-3 [80] y SSG-35 [145], existen una serie de Guía de Seguridad adicionales que permiten identificar, asesorar o determinar diversos aspectos específicos para los emplazamientos, como son:</p> <ul style="list-style-type: none">- Guía de Seguridad NS-G-3.1 [147]. Permite, entre otros:<ul style="list-style-type: none">a. Identificar fenómenos peligrosos asociados con eventos externos inducidos por el hombre.b. Recopilación de datos e investigaciones.c. Procedimientos para evaluación y selección.d. Estudio de sucesos como el impacto de aviones, o liberaciones de fluidos peligrosos.e. Estudio de explosiones.	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-002	<i>Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.</i>
<ul style="list-style-type: none">f. Así como la contemplación de aspectos administrativos.- Guía de Seguridad NS-G-3.2. Permite, entre otros:<ul style="list-style-type: none">a. Asesorar el impacto de una planta nuclear en las personas y el medio ambiente.b. La viabilidad de un plan de emergencia efectivo, así como la distribución de la población.c. Transporte y difusión de efluentes descargados a la atmósfera y la hidrosfera.d. Usos del suelo y agua.- Guía de Seguridad Específica SSG-9 [148]. Permite, entre otros:<ul style="list-style-type: none">a. Determinar los movimientos vibratorios debidos a sismos.b. Establecer los movimientos de terreno base de diseño, así como otros parámetros.c. Evaluar el potencial para el desplazamiento de fallas que podría afectar a la viabilidad del emplazamiento o la operación segura de la instalación en ese emplazamiento.- Guía de Seguridad Específica SSG-18 [146]. Permite, entre otros:<ul style="list-style-type: none">a. Asesoramiento sobre peligros meteorológicos así como fenómenos hidrológicos.b. Determinar las bases de diseño y las medidas de protección.- Guía de Seguridad NS-G-3.6 [149]. Permite, entre otros:<ul style="list-style-type: none">a. Analizar aspectos de ingeniería geotécnica.b. Proporcionar métodos y procedimientos para el análisis y asesoramiento de aspectos geotécnicos.c. Investigación del emplazamiento: test geofísicos y geotécnicos in situ, así como test geotécnicos en laboratorios.d. Consideraciones sobre las cimentaciones.e. Monitorización de parámetros geotécnicos.- Guía de Seguridad Específica SSG-21 [150]. Permite, entre otros:<ul style="list-style-type: none">a. Asesorar los peligros volcánicos en emplazamientos con instalaciones nucleares.b. Evaluar los fenómenos volcánicos que pueden afectar la viabilidad de un emplazamiento, y que pueden determinar los parámetros base de diseño para la instalación.	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-002	<i>Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.</i>
<p>Adicionalmente a las Guías indicadas del OIEA, los siguientes documentos, de organismos como la NRC entre otros, contienen diversos sucesos externos que pueden ser tenidos en consideración a la hora de valorar los emplazamientos, en caso de estimarse oportuno y si no hubiesen sido previamente considerados en las Guías del OIEA:</p> <ul style="list-style-type: none"> - NUREG-1407 [151] - NUREG/CR-5042 [152] - NUREG/CR-2300 [153] - ANSI/ANS-2.12 [154] <p>Estos estudios deben ser vinculados con el Estudio de Impacto Ambiental (A-15-004) y el Estudio de Impacto Radiológico Ambiental (A-11-002).</p>	
Observaciones	
<p>Existe una prospección de los principales riesgos naturales, a nivel nacional, realizados en el documento [11] que, si bien no disponen de datos extensivos sobre las áreas temáticas, puede utilizarse como punto de partida para el desarrollo de esta acción.</p>	
Referencias	
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), SSG-35 - Site survey and site selection for nuclear installations, (2015). [145]</p> <p>Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica", (2009). [11]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), SSG-21 "Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations", (2012). [150]</p> <p>Nuclear Regulatory Commission (NRC), NUREG-1407 "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", (1991). [151]</p> <p>Nuclear Regulatory Commission (NRC), NUREG/CR-5042 "Evaluation of external hazards to nuclear power plants in the United States: Other external events", (1987). [152]</p> <p>Nuclear Regulatory Commission (NRC), NUREG/CR-2300 "PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants", (1983). [153]</p> <p>American Nuclear Society, ANSI/ANS-2.12 "Guidelines for combining natural and external man-made hazards at power reactor sites", (1978). [154]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-16-002	<i>Estudio y recogida de datos a nivel nacional / regional para la identificación de potenciales regiones y emplazamientos.</i>
<p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-3.6 "Geotechnical aspects of site evaluation and foundations for Nuclear Power Plants", (2004). [149]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), SSG-18 "Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations", (2011). [146]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), SSR-2/1 Rev.1 "Seguridad de las centrales nucleares: Diseño", (2017). [148]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-R-3 Rev.1 "Evaluación del emplazamiento de instalaciones nucleares", (2017). [80]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), NS-G-3.1 "External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants", (2002). [147]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-17-001	<i>Formación y concienciación en los objetivos de la Seguridad Nuclear asociada al Diseño de las plantas para los participantes en el desarrollo de infraestructuras para un potencial PNP.</i>
Expectativa	
<p>Se debe realizar un plan de concienciación, a todos los niveles y cubriendo a todos los participantes en el desarrollo de infraestructura de seguridad para un potencial PNP, sobre los principales objetivos de la seguridad nuclear, y cómo éstos se resuelven en las diversas tecnologías y diseños.</p> <p>Deben transmitirse, de forma general, los objetivos descritos en la SSR-2/1 [91] de la OIEA, de manera que todas las partes interesadas y participantes en el proceso de desarrollo de infraestructura los dispongan y transmitan en sus respectivas organizaciones.</p> <p>La aproximación seleccionada para dicha transmisión de conocimiento puede considerar la realización de sesiones formativas periódicas.</p>	
Observaciones	
<p>Adicionalmente, para el desarrollo del material a impartir puede tenerse en cuenta lo descrito en el Capítulo 3 del informe [11].</p>	
Referencias	
<p>Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica", (2009). [11]</p> <p>International Atomic Energy Agency (IAEA), SSR-2/1 Rev.1 "Seguridad de las centrales nucleares: Diseño", (2017). [91]</p>	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-17-002	<i>Evaluación de la seguridad relativa al diseño de las tecnologías de centrales existentes y disponibles para un futuro PNP.</i>
Expectativa	
<p>Deberá realizarse un estudio de detalle acerca de la seguridad implícita a los diseños y tecnologías actuales de suministros de NSSS a nivel mundial.</p> <p>Dicho análisis debe resaltar el estado del arte de las tecnologías y modelos de centrales nucleares y cómo estos diseños responden a las funciones de seguridad de una planta nuclear (ver NS-R-1 [155]):</p> <ul style="list-style-type: none"> - Confinamiento de los materiales radiactivos y control de las descargas operacionales, así como limitación de las liberaciones accidentales. - Control de la reactividad - Eliminación del calor del núcleo del reactor; <p>Adicionalmente, deben compararse las aproximaciones de la configuración de equipos y sistemas de cada diseño a:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Redundancia. - Diversidad - Separación física / independencia. <p>El análisis debe contemplar de forma adicional los Sucesos Iniciadores Postulados de forma preliminar a cada diseño, y cómo éstos son tratados por el diseño para garantizar la seguridad de la planta.</p> <p>Otros tipos de criterios a considerar para este estudio puede contemplar los coeficientes de seguridad de combustible, refrigerante, moderador, etc.</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
NS-R-1 [155]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-17-003	<i>Evaluación de capacidad, disponibilidad, estabilidad y fiabilidad de la red tras la interconexión de los sistemas SING y SIC en una configuración unificada.</i>
Expectativa	
<p>Es necesario realizar un estudio que evalúe, desde el punto de vista de la seguridad de la planta nuclear, la posible afectación que pueda suponer sobre ésta la configuración unificada de las redes SING y SIC. Para ello, se propone realizar una evaluación de los impactos que puede suponer sobre una planta nuclear conectada a dicho sistema aquellos aspectos de capacidad, disponibilidad, estabilidad y fiabilidad de la red de distribución tras dicha unificación.</p> <p>Para dichos estudios, deberán tenerse en cuenta los aspectos detallados en NG-T-3.8 [156].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), NG-T-3.8 "Electric grid reliability and interface with NPP", (2012). [156]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A-20-001	<i>Plan de Formación, Concienciación y Refuerzo de la Cultura de Seguridad Nuclear y Física los altos directivos y Gobierno.</i>
Expectativa	
<p>Debe desarrollarse un plan de concienciación orientado al Gobierno, a los altos niveles de dirección y a aquellas personas que participarán en el desarrollo del PNP, de manera que se comprendan los matices que diferencian a la seguridad nuclear y física, se incentive la colaboración y se refuercen los medios por los cuales se realiza el control de la seguridad nuclear y física.</p> <p>El objetivo principal de estas actividades es la concienciación que, tanto la seguridad nuclear como la seguridad física son un asunto nacional. Es conveniente que, una vez desarrollada la A-08-001, se concencie de su relación con el Sistema de Gestión que deben disponer todas las organizaciones participantes en un PNP.</p> <p>Para el desarrollo de dichas formaciones, es necesario tener en cuenta las directrices indicadas en INSAG-24 [157].</p>	
Observaciones	
No Aplica	
Referencias	
International Atomic Energy Agency (IAEA), INSAG-24 "The Interface Between Security and Safety at NPP", (2010). [157]	

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Hoja en blanco intencionadamente

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

ANEXO 3

Documentación de partida

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A continuación se detalla la documentación de partida proporcionada por la CCHEN para la realización del presente estudio.

Documento	Título
CADE_2011	Comisión asesora para el desarrollo eléctrico (CADE), "Comisión asesora para el desarrollo eléctrico", (2011). [158]
Política Energetica_2050	Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, "Energía 2050. Política energética de Chile", (2015). [12]
Análisis Relativo de Impactos y Riesgos de la Generación Núcleo Eléctrica_FINAL	Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., "Análisis relativo de impactos y riesgos de la generación núcleo-eléctrica", (2009). [11]
Caracterización de Riesgos Naturales_Borrador final	Departamento de Geología. Universidad de Chile, "Caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile", (2009). [89]
Costs of NE in Chile_MZConsulting	MZConsulting, "Cost of nuclear energy in Chile", (2010). [63]
Estudio Opinión Publica TIRONI_FINAL_1ERA_PARTE	Tironi Asociados, "Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear", (2009). [58]
Estudio Opinión Publica TIRONI_FINAL_2DA_PARTE	Tironi Asociados, "Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear", (2009). [58]
Informe Ciclo Combustible_FINAL	AMEC-Cade, "Estudio de opciones de ciclo de combustible nuclear", (2009). [23]
Informe Final Roles Estado_Sector Privado_FINAL	SENES Consultants Limited. Universidad Adolfo Ibáñez, "Roles del Estado y el sector privado en la generación núcleo-eléctrica: Experiencia internacional aplicable a Chile", (2008). [62]
Informe_Estudio_regulación_nucleo_eléctrica_FINAL	SYSTEP Ingeniería y diseños, "Análisis y propuesta de regulación núcleo-eléctrica", (2009). [159]
Marco Regulador Nuclear_FINAL	Organismo de Seguridad Radiológica de Finlandia (STUK), "Marco regulador nuclear: Experiencia internacional", (2009).
Nuclear Electricity in Chile ENG final	Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, "Nuclear electricity in Chile: Possibilities, gaps and challenges", (2010). [160]
NUCLEO_ELECTRICIDAD_EN_CHILE	Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, "Núcleo-electricidad en Chile: Posibilidades, brechas y desafíos", (2010). [7]
Requerimientos de Adecuaciones del Marco_Legal_FINAL	Barros & Errázuriz Abogados. Facultad de Derecho Universidad de Chile, "Estudio requerimientos de adecuaciones del marco legal ante la eventual incorporación de la energía nuclear de potencia", (2010). [46]
Requerimientos de Adecuaciones del Marco_Resumen ejecutivo	Barros & Errázuriz Abogados. Facultad de Derecho Universidad de Chile, "Estudio requerimientos de adecuaciones del marco legal ante la eventual"

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Documento	Título
	incorporación de la energía nuclear de potencia. Resumen ejecutivo", (2010). [161]
RESUMEN EJECUTIVO_Opinión Pública_TIRONI	Tironi Asociados, "Asesoría técnica en la elaboración de un programa de comunicaciones para avanzar a una toma de decisión informada y participativa sobre el desarrollo de infraestructura nuclear. Resumen ejecutivo" ,(2009). [162]
Informe_CENP_2015	Comité de Energía Nuclear de Potencia (CENP), "Generación núcleo-eléctrica en Chile. Hacia una decisión racional", (2015). [10]
Zanelli_J_La opción Nucleo-Eléctrica en Chile_2007	Grupo de Trabajo en Núcleo-electricidad, "La opción núcleo-eléctrica en Chile", (2007). [9]
ChileFinalExpertIMissionReportTC v3	International Atomic Energy Agency (IAEA), "IAEA expert mission to Support the self-assessment of Chile national nuclear infrastructure", (2009).
CREDEN-27122016-2	Comisión para la Resiliencia frente a Desastres de Origen Natural (CREDEN), "Hacia un Chile resiliente frente a desastres: una oportunidad", (2016). [163]
Informe Equipo Nucleoeléctrico_Borrador9	Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Evaluación del estado de desarrollo de la infraestructura nuclear de Chile", (2010). [94]
INFORME MORI_2016 V2	Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "Informe entrevistas en profundidad. Estudio de opinión y estrategia de comunicaciones", (2016). [59]
chile_nr-7th-rm	Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "7th national report related to the Convention on Nuclear Safety", (2016). [164]
Chile-informe-1999	Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), "National report related to the Convention on Nuclear Safety", (1999). [165]

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

Hoja en blanco intencionadamente

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

ANEXO 4

Entrevistas

Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)

A continuación se recogen las entrevistas realizadas para la realización del presente informe.

CLIENTE | Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

ENCARGO | Nº: 20809

| C.D: 20809.07.03.IIT-002

ASUNTO | Entrevistas para levantamiento, evaluación y desarrollo de capacidades relacionadas con la infraestructura nuclear de seguridad de Chile para un potencial Programa Nuclear de Potencia (PNP) en el marco del informe OE2.

LUGAR | Lugar: Telepresencia

Fecha: 12.09.2017

Hora: 14:00h (ES, GMT+2)

ASISTENTES

Persona	Empresa	Cargo
Eugenio A. Vargas Cárdenas	CCHEN	Coordinador Proyectos Estratégicos y Capital Físico.
Bárbara I. Nagel Araya	CCHEN	Jefa Oficina Asesora Desarrollo Estratégico y Energía Nuclear de Potencia.
Cristian P. Sepúlveda Soza	CCHEN	Jefe Departamento Estudios de Seguridad
Gabriel Esteban López	IDOM	Director de Proyecto
Carolina Labarta Casals	IDOM	Ingeniera de Proyecto
Daniel López Solé	IDOM	Ingeniero de Proyecto

AUSENTES | N/A

ANEXOS | N/A

ORDEN DEL DÍA

- Requisitos OIEA a tratar:
- Política y estrategia nacional en pos de la seguridad
 - Régimen de seguridad nuclear global
 - Marco legal
 - Marco regulatorio
 - Transparencia
 - Financiación

TEMAS TRATADOS

IDOM ha analizado la documentación de partida suministrada por la CCHEN. A continuación, se trata requisito a requisito para completar la información y definir las brechas o puntos de mejora.

- **Política y estrategia nacional en pos de la seguridad:**

IDOM identifica la necesidad de una mayor implicación del Gobierno de Chile en el proceso. La CCHEN indica que en el estadio actual el Gobierno únicamente ha realizado su compromiso respecto a valorar la potencial inclusión de la energía nuclear a través del Plan Energético 2015-2020, en el cual abre la puerta a la realización de estudios en detalle. Adicionalmente, se matiza que no se han realizado hasta la fecha análisis de Riesgo vs Beneficio, debido a que esto se ha postergado a una etapa posterior a la toma de decisión sobre lanzar o no un programa nuclear de potencia.

La CCHEN indica que a nivel estratégico, se valoran los beneficios de la energía nuclear como complemento / soporte a las RNC (Renovables No Convencionales).

IDOM remarca la importancia del financiamiento como herramienta indispensable para garantizar la seguridad de un potencial PNP, inclusive desde sus fases iniciales como en las que se encuentra Chile. Es necesario garantizar que existen los recursos económicos y personales suficientes para poder dedicar y realizar todos los estudios y desarrollos necesarios considerando la seguridad como un hito primordial.

La CCHEN indica que el proceso de levantamiento, evaluación y desarrollo de infraestructura de seguridad no se está realizando bajo un presupuesto específicamente dedicado por parte del Gobierno de Chile. El presupuesto anual del que dispone la CCHEN es distribuido cada año entre las actividades y proyectos que ésta debe desarrollar. En este proceso se priorizan aquellas actividades regulatorias, de inspección y fiscalizadoras, así como aquellas que tengan que ver con la garantía de la seguridad de las instalaciones y procesos. La CCHEN indica que los movimientos presupuestarios anuales pueden ser consultados en los Balances de Gestión Integral, que se reportan al Ministerio.

La CCHEN indica que no existe un grupo / equipo de personas específicamente dedicado al levantamiento, evaluación y desarrollo de la infraestructura de seguridad para un PNP. Si bien existen algunas personas con mayor dedicación, en función del trabajo a desarrollar se cuenta con los perfiles oportunos conforme se presentan las necesidades

IDOM indica que el hecho de que el Gobierno provea y mantenga los recursos personales y financieros para este proceso se identifica como un punto de mejora transversal en diversos. IDOM enfatiza la importancia de la concienciación en todos los estratos.

- **Régimen de seguridad nuclear global:**

IDOM resalta que, tras el análisis de los convenios multilaterales ratificados por Chile en materia de Seguridad Nuclear, Transporte, Notificación y Asistencia en caso de accidentes, y usos pacíficos de la energía nuclear, entre otros, Chile demuestra un elevado compromiso con la seguridad y con la cooperación internacional. Se remarca la importancia de este punto de cara a la seguridad, así como que este hecho es una gran fortaleza que posee Chile en el estadio actual de Chile.

La CCHEN complementa indicando que cada uno de los tratados dispone de su procedimiento y responsables de actuación siguiendo los canales oficiales.

IDOM indica que, dado el estadio en el que se encuentra Chile, es recomendable iniciar cuanto antes las conversaciones con países vecinos para ir recabando su punto de vista acerca del potencial lanzamiento de un PNP en el país. En el caso chileno, algunos de los países vecinos ya disponen de programas de potencia, por lo que podrían suponer un gran apoyo al lanzamiento de un PNP en Chile. Adicionalmente es recomendable establecer conversaciones acerca del PNP chileno con otros países en fases igual o más avanzadas del proceso, para contrastar las aproximaciones.

La CCHEN comenta que las conversaciones realizadas hasta la fecha han sido de carácter informal con otros reguladores en el marco de del Foro IBEROAM, sin la existencia de un proceso oficial de diálogo.

IDOM identifica la necesidad de iniciar estas conversaciones bilaterales cuanto antes como hito relevante dentro del proceso de toma de decisión sobre lanzar o no un PNP.

- **Marco legal:**

IDOM ha analizado los estudios anteriores en materia de legislación nuclear chilena. Como apunte principal, se remarca que Chile posee una base sólida de legislación nuclear (centrada en la Ley de Seguridad Nuclear) gracias a las muchas actividades relacionadas con la investigación y protección radiológica desarrolladas actualmente en el país. Teniendo en cuenta la fase inicial en la que se encuentra un potencial PNP en Chile, se considera que la vertiente legal se encuentra en un estadio avanzado por disponer ya de articulación legal, fuera parte que sea necesario complementarla o adaptarla para un programa de producción núcleo-eléctrica.

La CCHEN indica que no se ha avanzado en el cierre de brechas identificadas en el informe "Requerimientos de Adecuaciones del Marco Legal" [1]. Se matiza que, de cara a la interconexión de los sistemas SING y SIC, se han realizado diversas modificaciones legales sobre el mercado eléctrico que deberán ser analizadas para evaluar si suponen modificación respecto a las brechas identificadas en el informe anterior.

IDOM identifica la necesidad de que Chile avance en el cierre de las brechas identificadas en el informe "Requerimientos de Adecuaciones del Marco Legal" [1], considerando las modificaciones supuestas por las Leyes nº20928 y 20936.

- **Marco regulatorio:**

IDOM resalta la necesidad de la formalización del organismo regulador como una entidad independiente a todos los efectos, como un requisito de garantía de que los criterios de seguridad se anteponen a cualquier otro interés. Dicha estructura independiente supone una modificación con respecto a la estructura actual de la CCHEN.

La CCHEN indica que, como parte de un compromiso ministerial, esta transición se encuentra en proceso. La estructura propuesta hasta la fecha considera al regulador como una entidad anexa a la Superintendencia de Electricidad y Combustibles (SEC), independiente de la CCHEN, si bien aún no se encuentra materializada.

IDOM indica la necesidad de la definición de los recursos humanos y su capacitación necesaria, inicialmente para los altos directivos y posteriormente para el resto de la organización. Los estándares internacionales, así como la experiencia operativa, reportan la importancia de la formación y transmisión de la cultura de seguridad y conocimiento, desde los más altos niveles organizativos hacia abajo en la estructura.

La CCHEN indica que se han realizado algunas prospecciones del personal necesario para el organismo regulador de un PNP que no han sido formalizadas.

- **Transparencia:**

Tras el análisis de la documentación de partida proporcionada, IDOM remarca la necesidad de lanzar un programa de comunicación y formación que permita establecer un diálogo informado entre el público y los distintos grupos de interés. Mediante los estudios de opinión se ha realizado una recogida de temas a tratar, potenciar e informar basados en el diagnóstico de la opinión recogida. De forma adicional, IDOM propone la realización de una estrategia de concienciación sobre la aportación de la CCHEN a la sociedad chilena.

La CCHEN indica que la aproximación comunicativa definida hasta la fecha se basa principalmente en una estrategia educativa energética

- **Financiación:**

Tal y como se ha comentado en el contexto del requisito de Estrategia Nacional, IDOM remarca la necesidad de definir recursos económicos específicos y suficientes para el desarrollo de las siguientes áreas:

- Grupo de levantamiento, evaluación y desarrollo de infraestructuras para un PNP.
- Organismo Regulador
- Industrias de soporte técnico
- Futura Organización Operadora

Como resultado, cada una de ellas se tratará en acciones individuales.

En paralelo, se están realizando algunas licitaciones para el cálculo de costes que podrán dar respuesta a alguna de éstas.

ACCIONES | N/A

PRÓXIMA REUNIÓN | 15/09/2017

CLIENTE | Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

ENCARGO | Nº: 20809

| C.D: 20809.07.03.IIT-002

ASUNTO | Entrevistas para levantamiento, evaluación y desarrollo de capacidades relacionadas con la infraestructura nuclear de seguridad de Chile para un potencial Programa Nuclear de Potencia (PNP) en el marco del informe OE2.

LUGAR | Lugar: Telepresencia

Fecha: 15.09.2017

Hora: 14:00h (ES, GMT+2)

ASISTENTES

Persona	Empresa	Cargo
Bárbara I. Nagel Araya	CCHEN	Jefa Oficina Asesora Desarrollo Estratégico y Energía Nuclear de Potencia.
Gustavo A. Ribbeck Riquelme	CCHEN	Profesional De Desarrollo
Cristian P. Sepúlveda Soza	CCHEN	Jefe Departamento Estudios de Seguridad
Gabriel Esteban López	IDOM	Director de Proyecto
Daniel López Solé	IDOM	Ingeniero de Proyecto

AUSENTES | N/A

ANEXOS | N/A

ORDEN DEL DÍA

- Requisitos OIEA a tratar:
- Organizaciones y contratistas externos de soporte
 - Liderazgo y gestión para la seguridad
 - Desarrollo de recursos humanos
 - Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad
 - Protección radiológica
 - Evaluación de seguridad
 - Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento
 - Preparación y respuesta ante emergencias
 - Organización operadora de la planta
 - Selección y evaluación de emplazamientos
 - Seguridad del diseño
 - Preparación para la puesta en marcha
 - Seguridad en el transporte
 - Interfases con la seguridad nuclear

TEMAS TRATADOS

IDOM ha analizado la documentación de partida suministrada por la CCHEN. A continuación, se trata requisito a requisito para completar la información y definir las brechas o puntos de mejora.

- **Organizaciones y contratistas externos de soporte:**

Adicionalmente a la existencia de los estudios previos sobre las capacidades de la industria nacional chilena, IDOM identifica la necesidad de establecer programas de fomento de la industria nacional. Generalmente, los países que se encuentran en proceso de establecimiento de su primera planta nuclear de potencia suelen externalizar los servicios, y gradualmente van adaptando y formando a la industria nacional. Dado el caso chileno, que cuenta con infraestructuras dedicadas para las actividades y reactores de la CCHEN, se

recomienda su potenciación y adaptación a las actividades de un PNP. A pesar de que Chile cuenta con un libre mercado, el fomento de la industria nacional sitúa a las empresas locales en posiciones más favorables en licitaciones abiertas, adicionalmente a incrementar el desarrollo del país. En este contexto, se consulta sobre la existencia de programas nacionales de fomento relacionados con el sector nuclear / radiaciones ionizantes.

La CCHEN indica que existen programas bajo CORFO, en el cual la CCHEN ha colaborado, y CONICYT. En el marco de este último se encuentra en proceso la creación de un Ministerio de Ciencia y Tecnología en Chile. Se comenta que para el desarrollo de programas de fomento podrían hacerse uso de estos marcos.

La CCHEN indica que existe interés en el sector nacional de la minería acerca de un potencial PNP en Chile. En otras áreas temáticas, el Colegio de Ingenieros está desarrollando labores de difusión en el área de la sismicidad con potencial interés sobre el desarrollo del PNP chileno.

IDOM remarca que, como parte de las infraestructuras de soporte, debe disponerse de organizaciones externas de soporte técnico. La CCHEN, por el calado de sus actividades y conocimiento, podría desempeñar en un futuro dicha labor. La CCHEN comenta que no se ha tratado esta alternativa hasta la fecha.

- **Liderazgo y gestión para la seguridad**

IDOM ha analizado la documentación disponible sobre el objeto y política institucional de la CCHEN como entidad principal del desarrollo, hasta la fecha, de un potencial PNP. Se remarca la necesidad de disponer de un Sistema de Gestión que promueva la Cultura de Seguridad a todos los niveles.

La CCHEN indica que dispone de documentación de gestión para los dos reactores RECH así como para la planta de fabricación de combustible. Adicionalmente, se dispone de manuales de calidad. Adicionalmente, se encuentra en proceso de desarrollo un programa de refuerzo de la cultura de seguridad, así como la implementación de mejoras en las políticas de gestión.

En este sentido, IDOM remarca la necesidad de establecer un Sistema de Gestión que cumpla con los lineamientos de la OIEA para las organizaciones que participen en el PNP. Este caso es de aplicación a la CCHEN, y se remarca la necesidad de potenciar el tratamiento y concienciación en materia de Cultura de Seguridad.

- **Desarrollo de recursos humanos**

IDOM remarca la necesidad de potenciar la creación de programas y planes de formación. Para ello, es necesaria la realización de un levantamiento de posibles oportunidades en los planes actuales o la delineación de nuevos con respecto a la oferta formativa de los centros de que cuenta el país.

La CCHEN destaca que actualmente en materia nuclear y radiológica, fuera de la oferta formativa de la CCHEN, se dispone de lo siguiente:

- UTEM dispone de maestría / doctorado
- Universidad Católica dispone de máster en energía nuclear
- Universidad de Santiago dispone de ingeniería en física

Adicionalmente, la CCHEN indica que para la formación del personal de la CCHEN se dispone de las becas MINA y Balseira. A nivel nacional, se está llevando a cabo un programa de reinserción de doctorantes que actualmente se encuentran en el extranjero.

IDOM identifica la necesidad de desarrollar una identificación de capacidades necesarias para las organizaciones y tareas que implica un PNP, así como la identificación de perfiles sénior que puedan conformar las altas direcciones de los organismos y transmitir los principales criterios de seguridad. Las propuestas de acciones relativas a cada organización o actividad serán desglosadas.

- **Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad**

IDOM ha realizado el análisis de los proyectos y áreas cubiertas por la CCHEN en materia de investigación. En este contexto, se plantea el establecimiento de planes estratégicos líneas de investigación para el soporte de las actividades del país, así como de las necesarias para el potencial lanzamiento de un PNP.

(Nota post reunión: La CCHEN ya dispone de procesos activos como es el programa de Fortalecimiento Institucional Participativo)

- **Protección radiológica**

IDOM resalta que Chile dispone de una base significativa en materia de Protección Radiológica. En particular, la CCHEN se presenta a nivel estatal como el referente en la materia, y dispone de sólida reglamentación para las actividades que realiza hasta la fecha. IDOM indica que, tal y como sucede a nivel transversal en el requisito de Marco Legal, deberá complementarse la legislación con aquellas disposiciones relativas al PNP diferentes a las de las actividades actuales.

La CCHEN indica que la misión ORPAS realizada por la OIEA detectó los siguientes puntos de mejora:

- Mejoras en el apartado de Formación en Protección Radiológica
- Mejoras en el apartado de Metrología
- Mejoras en el apartado de Emergencias

IDOM indica que en el estadio actual en el que se encuentra Chile debe iniciar las disposiciones para que se realicen Estudios de Impacto Radiológico e Impacto Ambiental, pese a no estar en proceso de selección de emplazamientos.

La CCHEN indica que hasta la fecha no se han realizado estudios de impacto Radiológico ni Ambiental de una hipotética planta nuclear debido a que por ahora esa decisión se ha pospuesto a una etapa posterior a la toma de decisión.

Se comenta que la CNE realiza una monitorización radiológica en los CEN, mientras que el resto de Chile dispone de algunos monitores de radiación ambiental en algunas instalaciones como aeropuertos.

- **Evaluación de seguridad**

IDOM identifica la necesidad de concienciar a todos los niveles en los objetivos de la seguridad y las evaluaciones de seguridad (metodologías, tipos, etc.). Para ello, y tras el análisis de la documentación, propone potenciar el conocimiento de estos puntos mediante formación.

La CCHEN comenta que está familiarizada, en el contexto de las evaluaciones de seguridad, con la realización para los reactores RECH del equivalente a los FSAR de los reactores de potencia. Adicionalmente, también se hace uso de matrices de riesgos y FMEA. Se comenta que la CCHEN prevé participación en IRRS de la OIEA en 2018.

- **Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento**

IDOM identifica que se han realizado estudios sobre alternativas en el ciclo de combustible, pero sobre los cuales es necesario profundizar en su evaluación.

La CCHEN informa de que en el estadio actual no se ha definido la conveniencia para Chile de contar con un Ciclo abierto o un Ciclo cerrado de combustible.

IDOM remarca el valor añadido que supone el conocimiento de que dispone Chile actualmente como fruto de la operación de los reactores experimentales, el tratamiento de sus residuos de baja y media actividad, y el transporte del combustible gastado. La experiencia acumulada deberá formar parte de la base de desarrollo de las actividades en el PNP.

La CCHEN comenta que en las licitaciones sobre costes que se han lanzado en 2017 podrá encontrarse una respuesta al estudio más profundo de las alternativas de ciclo de combustible que Chile debe considerar.

- **Preparación y respuesta ante emergencias**

IDOM ha analizado el estado actual en materia de planificación y gestión de emergencias. Las actividades actuales radican en el Plan de Protección Civil, que establece una coordinación entre las distintas organizaciones. Se ha identificado la necesidad de formalizar un Plan Nacional de Emergencias Radiológicas que coordine, procedimente y regule las actuaciones y responsabilidades.

La CCHEN indica que actualmente la CCHEN es la responsable y dispone de los procedimientos internos para la preparación y respuesta ante emergencias en sus propias instalaciones, si bien se establecen interfases con la ONEMI y otros interventores. Se realizan ejercicios / simulacros con la intervención de Bomberos (anuales) y ejercicios de respuesta con la policía militar. Así mismo se destaca la realización de ejercicios conjuntamente entre Chile y Argentina para la preparación y respuesta ante accidentes de carácter radiológico / nuclear de tipo transfronterizo. En estas actividades participa también la Gendarmería y Aduanas.

- **Organización operadora de la planta**

IDOM indica que en la fase actual en la que se encuentra Chile deben iniciarse los procesos de identificación de dimensión y capacidades en materia de recursos humanos para la futura organización operadora, así como la caracterización y estimación de las provisiones financieras que serán necesarias para su establecimiento. Se establecerán acciones a tal efecto.

La CCHEN indica que no se ha alcanzado este punto del proceso en Chile.

- **Selección y evaluación de emplazamientos**

IDOM resalta que, en el estadio actual en el que se encuentra Chile, es necesario iniciar el proceso intensivo de recogida de datos para la pre-selección de emplazamientos. Se trata de un proceso extendido en el tiempo que debe ser iniciado cuanto antes para realizar el barrido de las principales características que condicionan la ubicación de una planta nuclear: meteorología, dispersión atmosférica, vulcanismo, sismología, hidrología, geología, etc. Adicionalmente, el organismo regulador debe definir y formalizar los criterios que se utilizarán para la selección y comparación de emplazamientos.

La CCHEN indica que el proceso de selección de emplazamientos no se realizará hasta un estadio posterior a la toma de decisión acerca de lanzar un programa nuclear de potencia. En cuanto a la recogida de datos, en el año 1979 Dames & Moore realizaron algunos estudios al respecto, pero dichos estudios se encuentran obsoletos. Adicionalmente, los estudios realizados por el Colegio de Ingenieros no son de carácter oficial. En cuanto a la recogida de datos, no se ha iniciado. La CCHEN indica que a nivel de industria, y para el caso de otros proyectos, puede que se hayan recogido datos que pudieran aprovecharse, pero son de carácter muy local y requieren igualmente la extensión de la recogida de datos a todo el territorio nacional.

IDOM identifica como relevante iniciar el proceso de definición de criterios y de recogida de datos, por lo que se formalizarán acciones al respecto.

- **Seguridad del diseño**

Tras el análisis de la documentación, IDOM indica que es necesario el análisis más profundo de detalle de las tecnologías que formarán parte de las alternativas para una central nuclear en Chile. Este es un punto abierto que requiere la determinación de las características de seguridad, costes y necesidades asociadas a cada diseño, de cara a una toma de decisión informada.

La CCHEN indica que por ahora no se ha realizado dicho análisis. A nivel ministerial, recientemente se están valorando positivamente los beneficios implícitos al uso de los Small Modular Reactors (SMR) frente a centrales de mayor tamaño, dada la modularidad y propiedades de despliegue en áreas remotas.

IDOM hace hincapié en la importancia de valorar la afectación en la seguridad de la planta que pueden conllevar otras infraestructuras como la red de distribución eléctrica. Los estudios hasta la fecha no consideran la interconexión de los sistemas SING y SIC. Por este motivo, se propone la realización de estudios de fiabilidad, estabilidad y disponibilidad de la red en la configuración final.

La CCHEN indica que no tiene constancia directa de que se hayan realizado dichos estudios, si bien consultará si la Comisión Nacional de Energía los ha realizado.

- **Preparación para la puesta en marcha**

IDOM comenta que este ítem no se considera en la Fase 1 establecida por la OIEA, por lo que no se establecerán acciones en este estudio.

- **Seguridad en el transporte**

IDOM resalta la experiencia que dispone Chile derivado de las actividades de transporte de material radiactivo, residuos y combustible nuclear gastado, lo que le sitúa en una posición avanzada en el desarrollo de infraestructuras para un potencial PNP. Adicionalmente, y pese a que se deba evaluar la adaptación del marco legal para considerar un PNP, Chile dispone de un efectivo reglamento de transporte radiactivo, así como lineamientos y convenios internacionales de transporte.

La CCHEN indica que en la actualidad se está realizando la revisión de reglamento de transporte de material radiactivo, que se espera será formalizado próximamente.

- **Interfases con la seguridad nuclear**

Tras la revisión de la documentación, IDOM considera que se han asumido los principales ítems que la OIEA considera para la Fase 1 del desarrollo de infraestructura de seguridad de un PNP, si bien se remarca la necesidad de concienciar en mayor medida al personal de la CCHEN y otros actores sobre los objetivos de la Seguridad Nuclear, la Seguridad Física, cómo interactúan entre ellas y dónde se engloban dentro de la Cultura de Seguridad.

La CCHEN indica que de forma interna se realizan planes de capacitación y refuerzo. En materia Relacionada con la Seguridad, y adicionalmente a las formaciones en Protección Radiológica, se realiza la capacitación y actualización de las licencias de operadores. Asimismo, también se realizan sesiones de reentrenamiento tras cambios de normativa (lecciones aprendidas, etc.) y formación en el marco de los convenios de cooperación técnica. Internamente dentro de la CCHEN también se lleva a cabo un plan anual de capacitación, si bien éste no cubre asuntos relacionados con la seguridad.

IDOM identifica la necesidad de desarrollar planes de sensibilización en Cultura de Seguridad, Seguridad Física y Seguridad Nuclear, interna y externamente a la CCHEN, de cara a garantizar que los criterios de seguridad son entendidos y transmitidos a todos los estratos gubernamentales, de gestión y técnicos y sin distinción entre organismos.

ACCIONES | N/A

**Condiciones necesarias para la implementación segura de un
programa nuclear de potencia en Chile.**

INFORME FINAL

Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

Noviembre 2017

20809 / IIT-003 v. 0A

No se permite la reproducción total o parcial de este documento, ni su incorporación a un sistema informático, ni su transmisión en cualquier forma o por cualquier medio, sea éste electrónico, mecánico, por fotocopia, por grabación u otros métodos, sin el permiso previo y por escrito de. IDOM, CONSULTING, ENGINEERING, ARCHITECTURE, S.A.U.

Copyright © 2017, IDOM CONSULTING, ENGINEERING, ARCHITECTURE, S.A.U



Condiciones necesarias para la implementación segura
de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Redactado:	Revisado:	Aprobado:
<i>Firma</i> 	<i>Firma</i> 	<i>Firma</i> 
<i>Nombre</i> Albert Janés (AJR) Daniel López (DLS)	<i>Nombre</i> Gabriel Esteban (GEL)	<i>Nombre</i> Gabriel Esteban (GEL)
<i>Fecha</i> 10/10/2017	<i>Date</i> 16/11/2017	<i>Date</i> 21/11/2017

<i>Área</i>	<i>Encargo</i>	<i>Informe</i>	<i>Versión</i>	<i>CD</i>
NS	20809	IIT-003	0A	07.03

En blanco intencionadamente

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

TABLA DE VERSIONES

<i>Versión</i>	<i>Fecha</i>	<i>Objeto de la versión</i>
0A	11-2017	Versión inicial

MODIFICACIONES RESPECTO A LA VERSIÓN ANTERIOR

N/A

LISTA DE PENDIENTES

<i>No.</i>	<i>Apartado</i>	<i>Descripción</i>
N/A	N/A	N/A

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

En blanco intencionadamente

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

ÍNDICE DE CONTENIDO

1. ANTECEDENTES	1
2. OBJETIVOS	2
3. ALCANCE	3
4. EL CONTEXTO ENERGÉTICO CHILENO	4
5. CONCEPTOS DE SEGURIDAD NUCLEAR.....	5
6. ESTADO DEL ARTE EN MATERIA DE SEGURIDAD NUCLEAR.....	7
6.1. Identificación y evaluación de eventos relevantes en plantas nucleares de potencia	7
6.2. Conclusiones generales sobre el análisis de eventos.....	9
6.3. Parámetros de evaluación de tecnologías frente a la seguridad nuclear.....	14
7. SISMOLOGÍA E IMPACTO EN LA SEGURIDAD DE CENTRALES NUCLEOELÉCTRICAS.....	21
7.1. Listado de eventos sísmicos.....	22
7.2. Conclusiones de los eventos sísmicos y su afectación a las centrales nucleares.	26
8. EVALUACIÓN DEL ESTADO ACTUAL DE LA INFRAESTRUCTURA NUCLEAR DE CHILE EN MATERIA DE SEGURIDAD.....	28
8.1. El OIEA y las necesidades de infraestructura de seguridad nuclear	28
8.2. El estado de la infraestructura de seguridad nuclear de Chile	29
8.3. Conclusiones del estudio	40
9. CONCLUSIONES GENERALES	43
10. REFERENCIAS	46

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

ÍNDICE DE FIGURAS

Ilustración 1: Tasa de crecimiento del consumo energético per cápita para Chile, Latino América y Caribe, y la OCDE [2].	4
Ilustración 2: Localización de la zona de derrame del núcleo fundido (área rectangular). Fuente: [9].	15
Ilustración 3: Fases consideradas por el OIEA en SSG-16 [1]	30
Ilustración 4: Acciones resultantes.	45

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS Y SIGLAS

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	CANada Deuterium Uranium
CCHEN	Comisión Chilena de Energía Nuclear
CEN	Centro de Estudios Nucleares
DOE	Department Of Energy
ERNC	Energías Renovables No Convencionales
GDI	Grupo de Interés
GEI	Gases de Efecto Invernadero
GNL	Gas Natural Licuado
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
IRS	Incident Reporting System
IRWST	In-containment Refueling Water Storage Tank
LWR	Light Water Reactor
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OIEA (IAEA)	Organismo Internacional de la Energía Atómica
ONEMI	Oficina Nacional de Emergencia del Ministerio del Interior
ORN	Organismo Regulador Nuclear
PNP	Programa Nuclear de Potencia
PWR	Pressurized Water Reactor
RECH	Reactor Nuclear Experimental Chileno
SIC	Sistema Interconectado Central

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

SING Sistema Interconectado Norte Grande
UNGG Uranium Naturel Graphite Gaz
WANO World Association of Nuclear Operators
WENRA Western European Nuclear Regulators Association

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

En blanco intencionadamente

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

1. ANTECEDENTES

La Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) es el organismo técnico del Gobierno de Chile encargado de atender los problemas relacionados con la producción, adquisición, transferencia, transporte y uso pacífico de la energía atómica y de los materiales fértiles, fisionables y radiactivos, así como de regular, fiscalizar y controlar las instalaciones nucleares y radiactivas en el país.

La CCHEN impulsa y gestiona una plataforma tecnológica nuclear, consistente en dos reactores nucleares experimentales (RECH) y un ciclotrón, que da servicio a áreas como: medicina, minería, agricultura, ambiente e industria. La CCHEN, en su calidad de organismo asesor del estado en materias relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear y en particular de asesor en materias de la generación de energía eléctrica en base a la energía nuclear, ha recibido el mandato de liderar el desarrollo de los estudios requeridos para que, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional, la energía nuclear de potencia pueda ser considerada dentro de las posibles opciones para la matriz energética. En este contexto, surge la necesidad de realizar estudios que aborden las preocupaciones fundamentales de la ciudadanía con respecto al uso de este tipo de tecnología, siendo una de las más relevantes la seguridad en la implementación y la operación de una central nuclear de potencia.

Para abordar este proceso, IDOM ha sido adjudicado, mediante la licitación referencia ID: 872-19-LP17 "Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear", con el objeto de identificar las condiciones de infraestructura nacional necesaria en materia de seguridad, si se optara por un programa nuclear de potencia en el país, considerando las últimas mejoras en los estándares internacionales. Esta licitación se divide en dos tareas: (1) estudio sobre el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad (OE1) y (2) estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2). El presente informe representa el informe final en el que se resumen las principales conclusiones de ambos estudios.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

2. OBJETIVOS

El objetivo particular del presente informe es recoger el resumen de las principales conclusiones derivadas de los estudios de relacionados con la seguridad nuclear realizadas mediante los dos enfoques siguientes:

- Describir y analizar el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad evaluando cómo ha evolucionado a lo largo de la historia e identificando en base a eso los criterios que permitan comparar tecnologías.
- Identificar brechas de la infraestructura de Chile y propuesta de acción en materias de seguridad nuclear frente a los estándares actuales de la industria nuclear internacional.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

3. ALCANCE

El alcance de los trabajos del presente estudio ha cubierto los siguientes aspectos:

- Elaboración de un estudio para describir y analizar el estado del arte de la industria nuclear en términos de seguridad, siendo las actividades desarrolladas las siguientes:
 - o Descripción del concepto de **seguridad nuclear** y evolución histórica del concepto.
 - o Selección de los eventos nucleares más significativos, de acuerdo a una serie de criterios.
 - o Evaluación de estos eventos nucleares seleccionados, analizando:
 - Una descripción del evento.
 - Las causas que provocaron el evento.
 - Las medidas implantadas a raíz del evento.
 - El impacto de estas medidas sobre la seguridad nuclear.
 - o Determinación, recomendación y clasificación de parámetros cualitativos y cuantitativos para comparar la seguridad entre tecnologías nucleares.
 - o Análisis de la vulnerabilidad de las centrales nucleares existentes, ante eventos sísmicos acontecidos a lo largo de las últimas décadas, identificando la afectación de estos eventos sobre la seguridad nuclear de las plantas.
- Elaboración de un estudio de la infraestructura nuclear chilena para la identificación de brechas frente a los 20 requisitos establecidos en la guía de seguridad SSG-16 [1] del OIEA para la Fase 1, y proposición del plan de acción para cubrir las mismas en el caso de que Chile opte por implantar un programa nuclear de potencia.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

4. EL CONTEXTO ENERGÉTICO CHILENO

El Ministerio de Energía de Chile lleva años estudiando la evolución del consumo energético del país, observando que el mismo presenta cada vez una demanda creciente y un aumento en la complejidad del sistema de distribución energético.

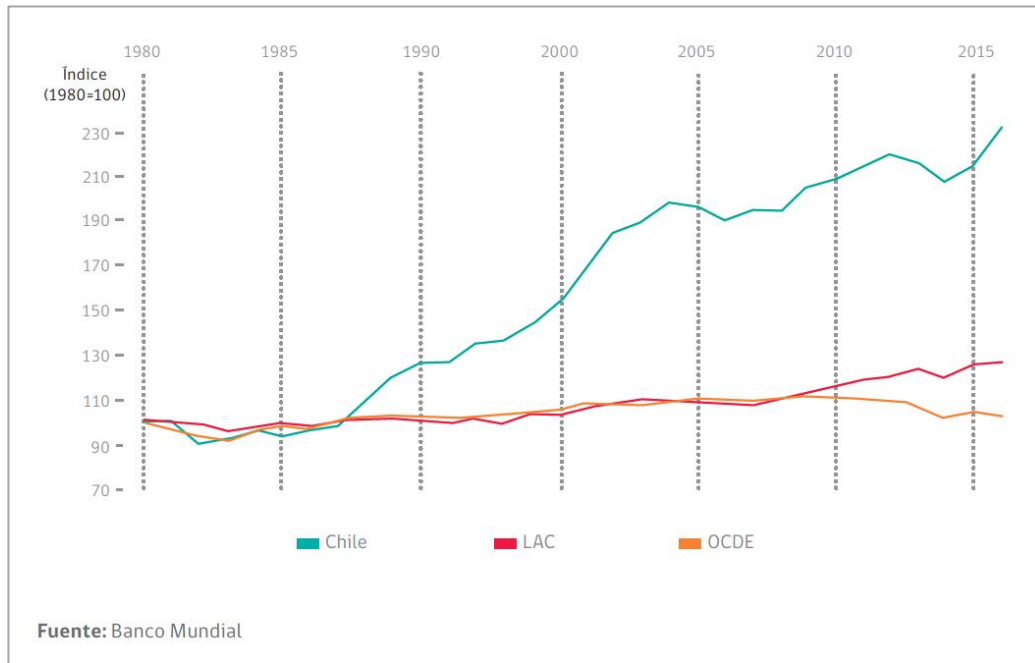


Ilustración 1: Tasa de crecimiento del consumo energético per cápita para Chile, Latino América y Caribe, y la OCDE [2].

Con la definición de la política energética en el escenario 2015-2050, Chile está en condiciones de considerar todas aquellas alternativas que puedan significar una garantía para el desarrollo del país, por lo que se no descarta a priori ninguna tecnología de generación. La energía nuclear de potencia no ha sido incluida como una opción a corto plazo, pues requiere de estudios en aspectos claves, como la seguridad nuclear, viabilidad económica de largo plazo ante distintas condiciones legales y de mercado, los ajustes legales e institucionales requeridos, entre otros. Estos estudios están siendo desarrollados desde la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) con el fin de tener información objetiva que permita estudiar la conveniencia de incorporar esta tecnología a la matriz de generación eléctrica en el próximo proceso de evaluación de la Política Energética de largo plazo.

El presente informe se enmarca como parte de dichos trabajos, evaluando las capacidades y necesidades de infraestructura nacional de que dispone el país, siendo la Seguridad Nuclear el eje primordial de este análisis.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

5. CONCEPTOS DE SEGURIDAD NUCLEAR

La seguridad nuclear tiene por objetivo minimizar los potenciales riesgos radiológicos de las instalaciones nucleares derivados de la manipulación y el almacenamiento de sustancias nucleares o del uso de la energía nuclear para la obtención de energía eléctrica, tanto en circunstancias normales como en caso de incidentes, con el fin de lograr la adecuada protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente.

Para el desarrollo e implantación de la seguridad nuclear, se establecen una serie de principios o mecanismos que se describen a continuación:

Defensa en profundidad

De acuerdo con INSAG-10 [4], la definición de defensa en profundidad es la siguiente:

“La defensa en profundidad consiste en el despliegue jerárquico de diferentes niveles de componentes, sistemas, estructuras y procedimientos para mantener la eficacia de las barreras físicas interpuestas entre el material radioactivo y los trabajadores, el público y el medio ambiente, tanto en operación normal como en transitorios previstos y, para ciertas barreras, también en accidentes.”

Además, la defensa en profundidad abarca todas las actividades relacionadas con la seguridad, incluyendo aquellas que se den en la selección del emplazamiento, el diseño, fabricación, construcción, puesta en funcionamiento, operación, y desmantelamiento de centrales nucleares.

Cultura de Seguridad

La definición del concepto de cultura de seguridad derivado del cuarto INSAG de la OIEA es la siguiente [5]:

“La cultura de seguridad es el conjunto de características y comportamientos de organizaciones e individuos que establecen que, como prioridad fundamental, los asuntos relacionados con la seguridad de la central nuclear reciben una atención acorde a su importancia.”

El concepto de cultura de seguridad se resume en considerar que la seguridad es el ítem de máxima prioridad en la organización y la realización de cualquiera de las actividades relacionadas con una instalación nuclear.

La cultura de seguridad tiene dos principales componentes: el primero, las políticas organizacionales y de gestión que establecen su marco de aplicación, que son responsabilidad

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

de la jerarquía de la gestión. El segundo es el comportamiento del personal, en todos los niveles, al responder a y beneficiarse del marco.

Experiencia operativa

El seguimiento y el análisis de la experiencia operativa, tanto propia como ajena, es una de las fuentes de información y realimentación más importante para el aprendizaje y la mejora de la seguridad y de la fiabilidad de cada instalación nuclear. Es esencial recopilar y analizar, de forma sistemática, la información generada durante las distintas fases de la vida de una instalación, desde la construcción hasta la operación, el cese de explotación y el desmantelamiento.

Análisis de seguridad

Los análisis de seguridad son actividades encaminadas a:

- Analizar la calidad y el nivel de protección de las disposiciones de seguridad.
- Identificar las maneras en las que se podría incurrir en exposiciones a la radiación normales y potenciales.
- Determinar los niveles esperados de exposición normal, y las probabilidades y niveles de exposiciones potenciales.

Evaluación inicial y continuada de la seguridad

La evaluación inicial de la seguridad de una central nuclear constituye, dentro del proceso de obtención de la autorización para el funcionamiento, la realización de los análisis de seguridad y demás documentos preceptivos constituyen la base para la justificación de que la planta operará de forma segura.

La evaluación continuada de la seguridad consiste en la realización de *‘autoevaluaciones continuas, periódicas y puntuales de las actividades y procesos relacionados con la seguridad de la instalación, ...para analizar la ejecución de los trabajos y la mejora de la cultura de la seguridad’* (OIEA, 2006, sección 8.2 [6]). También requiere la realización sistemática, en nombre de la alta dirección, de *‘evaluaciones independientes, internas y externas, para evaluar la eficacia con que los procesos cumplen y logran las metas, las estrategias, los planes y los objetivos... e identificar oportunidades de mejora’* (OIEA, 2006, sección 8.3). Las evaluaciones externas, globales de todos los aspectos de la organización importantes para la seguridad o específicas sobre aspectos concretos, son *‘para contrastar el funcionamiento de la organización con las mejores prácticas nacionales e internacionales’* (OIEA, 2006, párrafo 8.3.4).

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

6. ESTADO DEL ARTE EN MATERIA DE SEGURIDAD NUCLEAR.

6.1. Identificación y evaluación de eventos relevantes en plantas nucleares de potencia

Uno de los objetivos de este estudio ha sido analizar como la industria nuclear ha ido aprendiendo de los eventos ocurridos con el propósito de trabajar bajo el máximo nivel de seguridad. Para ello se han estudiado una serie de eventos e incidentes nucleares significativos a lo largo de la historia, los cuales se han seleccionado siguiendo los siguientes criterios:

- Nivel de gravedad según la escala INES.
- Impacto de sus lecciones aprendidas.
- Distintas tecnologías de reactores (e.g. reactores de agua ligera “LWR”, Reactores de agua pesada “HWR”, Reactores refrigerados por gas y moderados por grafito “UNGG”, reactores refrigerados por agua y moderados por grafito “CANDU”, reactores de tecnología rusa “RBMK” y “VVER”).
- Sucesos iniciadores de los eventos de distinto origen (i.e. origen interno o bien origen externo).
- Aspectos no ligados a la tecnología del reactor intrínsecamente, si no relacionadas con la cultura de seguridad de las entidades (e.g. organismo regulador, legislador, operadores).
- Eventos no relacionados con la seguridad nuclear directamente, si no con la seguridad “industrial” (e.g. rotura de líneas de vapor con impactos importantes en los trabajadores).

Teniendo en consideración estos criterios, se incluye a continuación una tabla con la lista de eventos considerados, indicando para cada uno de ellos su clasificación en la escala INES, así como la tecnología de reactor de cada uno de ellos.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Evento	Año Evento	Clasificación INES	Tecnología de reactor	Clasificación por tecnología y cultura de operación
Chernobyl-4	1986	7	RBMK-1000 (Segunda generación)	Tecnología rusa (RBMK, VVER)
Greifswald-1	1975	3	VVER-230	
Kozloduy-5	2006	2	VVER-1000/V320	
Leningrad-1	1975	--*	RBMK-1000 (Primera generación)	
Three Mile Island-2	1979	5	LWR, PWR (B&W)	Tecnología occidental operada por occidente (LWR)
Browns Ferry-1	1975	--*	LWR, BWR (General Electric, MARK 1)	
Davis Besse	2002	3	LWR, PWR (B&W)	
Le Blayais	1999	2	LWR, PWR	
Vandellós II	2004	2	LWR, PWR (Westinghouse)	
Ascó I	2008	2	LWR, PWR (Westinghouse)	
Saint-Laurent-des-Eaux	1980	4	UNGG	Tecnología francesa (UNGG)
Vandellós I	1989	3	UNGG	
Pickering A-2	1994	2	PHWR, CANDU 500A	Tecnología canadiense (PHWR)

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
 INFORME FINAL

Evento	Año Evento	Clasificación INES	Tecnología de reactor	Clasificación por tecnología y cultura de operación
Fukushima	2011	7	LWR, BWR (General Electric, MARK 1)	Tecnología occidental operada por oriente (LWR)
Mihama-3	2004	1	LWR, PWR (Westinghouse)	

(*Nota: dado que la escala de clasificación INES fue desarrollada por expertos de la OIEA a principios de los años 90, algunos de los eventos más antiguos no disponen de clasificación en dicha escala, o esta clasificación no es públicamente accesible).

El análisis realizado para cada uno de los eventos, el cual contiene las causas que motivaron los sucesos, la evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en los principios de la seguridad nuclear (principios identificados según el documento del OIEA, INSAG-12 "*Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants*" [7]), y la identificación de las distintas medidas implantadas después de los eventos para fortalecer a la industria e impedir la recurrencia futura de eventos similares, puede verse en detalle en el informe IIT-001 "*Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad*" [8].

Las conclusiones extraídas de este análisis en profundidad, pueden leerse en el siguiente apartado 6.2.

6.2. Conclusiones generales sobre el análisis de eventos.

Las conclusiones principales a nivel global extraídas tras el análisis de los 15 eventos (i.e. las causas que motivaron los sucesos, la evaluación de las vulneraciones, debilidades y fallos en la seguridad nuclear, y la identificación de las distintas medidas implantadas después de los eventos), y que en definitiva permiten determinar la evolución de la seguridad nuclear y el estado del arte actual, son las siguientes:

La gravedad y magnitud de cada uno de los 15 eventos analizados, es muy distinta. Si bien, en cuanto al impacto sobre la población y el medio ambiente (e.g. en términos de salud, económicos, de contaminación del suelo y el agua, de confinamiento o evacuación de personas) que estos eventos han tenido, únicamente son destacables 2 de los 15 eventos seleccionados: Chernobyl y Fukushima.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

En cuanto al impacto sobre la seguridad nuclear, de cada uno de los eventos seleccionados, cabe mencionar que los 3 eventos con un calado más profundo sobre la seguridad nuclear a escala global, son: Three Mile Island, Chernobyl y Fukushima. Estos 3 eventos marcaron un antes y un después en la manera de afrontar la seguridad nuclear.

Después de cada uno de los eventos identificados y descritos en el informe *IIT-001 "Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad"* [8], la industria nuclear ha actuado siempre, aplicando una serie de medidas para impedir que estos eventos vuelvan a suceder, y para mejorar la seguridad nuclear en general. Estas actuaciones provienen generalmente de los requerimientos exigidos por el organismo regulador correspondiente y, en varios casos, también las propias entidades explotadoras promueven actuaciones claras para hacer frente a la recurrencia de estos eventos.

Las actuaciones pretenden hacer frente a las causas raíz que han dado lugar al accidente, de forma que no vuelven a darse las condiciones para que un evento similar suceda de nuevo. Las causas raíz que han dado lugar a los eventos analizados, tienen en todos los eventos una naturaleza muy parecida, y pueden agruparse bajo las siguientes categorías:

- Deficiencias en el diseño;
- Deficiencias en la construcción y fabricación;
- Deficiencias de operación y mantenimiento;
- Deficiencias en el factor humano (cultura de seguridad);

Por lo tanto, las medidas que la industria nuclear ha implantado para hacer frente a las causas raíz de los eventos sucedidos (lo que serían las lecciones aprendidas de los eventos), incluyen disposiciones de muy diversa índole, afectando todas ellas de forma directa a los principios de seguridad nuclear definidos de acuerdo a la OIEA, y que quedan resumidas en las siguientes áreas:

- Seguridad en el diseño y construcción:
 - o Mejora de los sistemas de prevención y protección contra incendios de las centrales nucleares. Adaptación a la complejidad de una central nuclear.
 - o Importancia de la protección y prevención frente a fallos de causa común: Implantación clara de la separación física y redundancia de equipos y sistemas (e.g. cableado eléctrico), como dos rasgos altamente importantes de la defensa en profundidad.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

- Los sistemas de seguridad son diseñados de forma intrínsecamente segura. En los sistemas pasivos, por ejemplo, éstos son capaces de hacer frente a ciertos transitorios sin la actuación del operador.
- La contención es una estructura clave para impedir la liberación de productos de fisión al exterior. Un edificio de contención de gran volumen supone un claro beneficio, y todas las nuevas tecnologías se diseñan y construyen con estos edificios de contención.
- Interfaz hombre-máquina: implantación de buenas interfaces hombre-máquina, prestando por lo tanto la debida atención a los factores humanos dentro de la seguridad nuclear, como por ejemplo diseños de sala de control optimizados.
- Realización de análisis de seguridad detallados y extensos, para contemplar todo el espectro de posibilidades, contando estos análisis con revisiones técnicas independientes. Utilización de los análisis probabilistas de la seguridad, para la identificación de vulnerabilidades diversas (tanto en diseño como en operación).
- Mejora de las capacidades para refrigerar el núcleo del reactor y las piscinas de combustible gastado, en caso de eventos de pérdida total de alimentación eléctrica (SBO). Las piscinas de combustible gastado han resultado ser uno de los puntos de atención más relevantes, debido a la fragilidad de éstas frente a eventos como el de Fukushima.
- Reevaluación de las vulnerabilidades de las plantas respecto a eventos externos extremos y de muy baja ocurrencia, con potencial afectación a varias unidades en un mismo emplazamiento, y evaluación del margen disponible para hacer frente a estos eventos, respecto a aquello considerado en las bases de diseño originales. En el caso europeo, estas reevaluaciones fueron denominadas Stress Test, o pruebas de resistencia. Implantación de mejoras en áreas con fragilidades o vulnerabilidades detectadas a raíz de las reevaluaciones.
- Implantación de modificaciones de diseño para corregir deficiencias en áreas concretas del diseño de Estructuras, Sistemas y Componentes. Los diseños de las modificaciones de diseño son revisados adecuadamente para asegurar su correcto funcionamiento una vez implantados.
- Mitigación de accidentes severos: implantación de medidas técnicas para hacer frente a accidentes severos, como la instalación de recombinadores de

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

hidrógeno pasivos en la contención, la creación de centros de emergencia, ligados a las centrales, con equipos portátiles para inyectar agua y utillaje suficiente para hacer frente a un accidente severo, y la creación de centros de emergencia generales, centralizados, para hacer frente a una emergencia en cualquiera de las centrales bajo su amparo.

- Seguridad operacional (operación y mantenimiento):

La industria nuclear se ha ido embarcando en una serie de proyectos para mejorar la seguridad nuclear operacional, y más en concreto:

- Generación de nuevos procedimientos de operación y de emergencia. Los procedimientos de operación están ahora basados en síntomas, sin la necesidad de que el operador realice ningún diagnóstico de la situación. De esta forma se minimiza el potencial error humano del operador.
- Existencia de los suficientes controles de calidad en las operaciones de mantenimiento. Mejora continua en la gestión del mantenimiento de las plantas, estableciendo cooperación más cercana entre fabricantes y subcontratistas. Realización de auditorías externas e independientes en las tareas de mantenimiento.
- Realimentación de la Experiencia Operativa: una de las causas raíz más recurrentes en los eventos analizados es el hecho de no haber considerado de forma adecuada otros eventos de la industria que pueden ser considerados como eventos precursores. A este efecto, la industria ha creado mecanismos para compartir la experiencia operativa, tanto a nivel nacional, como a nivel internacional. A título de ejemplo:
 - Creación del *Incident Reporting System*, IRS, a través de la NEA/OIEA (*Nuclear Energy Agency/Organismo Internacional de la Energía Atómica*), a escala global.
 - Creación del INPO (*Institute of Nuclear Power Operations*), a escala nacional en Estados Unidos, como herramienta para un efectivo intercambio de información entre operadores, dentro de la industria norteamericana.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

- Creación del WANO (*World Association of Nuclear Operators*), a escala internacional, como herramienta de compartición de experiencia operativa a escala global.
- Gestión y mitigación de accidentes severos (a nivel técnico y organizativo): se han implantado mejoras en el quinto nivel de la defensa en profundidad para hacer frente y para gestionar accidentes severos. Algunas de estas medidas son: mejora de las guías de accidente severo (incluyendo equipos, procedimientos y entrenamiento).
- Factor humano (cultura de seguridad):
 - Cultura de seguridad implantada a nivel general en materia nuclear, tanto a nivel nacional como a nivel local. Tanto al nivel legislativo, nivel regulatorio, nivel de los titulares de las instalaciones, incluyendo a supervisores y operadores propiamente. La seguridad es siempre la prioridad frente a la producción. Los operadores no vulneran los procedimientos de operación.
 - Organismo regulador completamente efectivo e independiente, priorizando siempre la seguridad frente a la producción.
 - Realización de auditorías tanto internas como externas, con presencia de organismos internacionales (expertos de la OIEA a escala internacional, WANO a escala global también, o INPO en el caso de Estados Unidos).
 - Armonización de la seguridad nuclear. Concepto que persigue una aproximación comuna a la seguridad nuclear, así como una visión transversal de la misma, permitiendo un intercambio de información fluido entre sus miembros, ya sean operadores o reguladores. Uno de los objetivos de organizaciones como INPO, WANO, NEA/OIEA, ó WENRA es justamente esta armonización.

Por lo tanto, y como conclusión a lo expuesto en relación a las medidas que la industria nuclear ha implantado en cada uno de los eventos que ha tenido, se trata de una industria madura que es capaz de aprender de las deficiencias y malfuncionamientos, de forma que las causas que han originado estas deficiencias y que han llevado a los incidentes o accidentes, sean identificadas y se tomen medidas correctoras para prevenir su recurrencia futura, tanto en la propia instalación como en el resto de instalaciones en las que potencialmente podría ocurrir, a través de mecanismos de realimentación sólidos que permiten compartir la información de forma

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

fluida y clara, y que incluyen tanto a la propia industria a través de los operadores, como a los cuerpos reguladores que se encargan de la vigilancia y supervisión de las instalaciones nucleares.

6.3. Parámetros de evaluación de tecnologías frente a la seguridad nuclear

De los análisis realizados de los eventos, se ha obtenido un estado del arte detallado de las medidas implantadas (e.g. sistemas, procesos, márgenes de seguridad, medidas administrativas y operacionales, procedimientos de emergencia) que proporcionan una mayor seguridad a las plantas nucleares. De estas medidas, se obtienen unos criterios para valorar de qué manera se ha visto incrementada la seguridad nuclear en las nuevas tecnologías de reactores, como por ejemplo (entro otros):

- Sistemas de seguridad pasiva (i.e. sistemas que no precisan de la utilización de energía eléctrica para su funcionamiento) frente a sistemas de seguridad activa (i.e. sistemas que sí precisan de la utilización de energía eléctrica para su funcionamiento),
- Sistemas que permitan hacer frente a un accidente severo con fusión del núcleo o parte de éste,
- Refuerzo de la defensa en profundidad, incrementando la independencia, la redundancia o la separación física,
- Refuerzo en los análisis de seguridad (por ejemplo análisis probabilistas de seguridad).

A continuación se incluyen algunas de las distintas tecnologías de reactores actuales, resaltando aquellos parámetros sobre la seguridad que la tecnología en cuestión ha desarrollado por encima de otros parámetros respecto a las otras tecnologías, o respecto a las tecnologías de reactores anteriores a los nuevos reactores.

EPR (Areva)

Los reactores de Generación III+ de Areva, EPR (*European Pressurized Reactor* ó *Evolutionary Pressurized Reactor*), son uno de los reactores más potentes disponibles, con una potencia eléctrica neta de 1600 MWe.

1. Aplicación de los conceptos de redundancia y separación física:

El EPR cuenta con cuatro sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo independientes.

Cada uno de estos 4 trenes es capaz de proporcionar el 100% de la función de seguridad requerida para llevar la planta a parada segura, así como el posterior enfriamiento del núcleo.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

La protección adicional proviene de la separación física de cada uno de los trenes, situados en edificios independientes [9].

2. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos),
exvessel

2.1. Sistema de captura del núcleo

El concepto básico del EPR para la estabilización del corium (núcleo fundido) es su “derrame” en un gran compartimento lateral, a lo cual le seguirían los procesos de inundación y enfriamiento con agua, la cual sería drenada de forma pasiva por gravedad de un depósito interno.

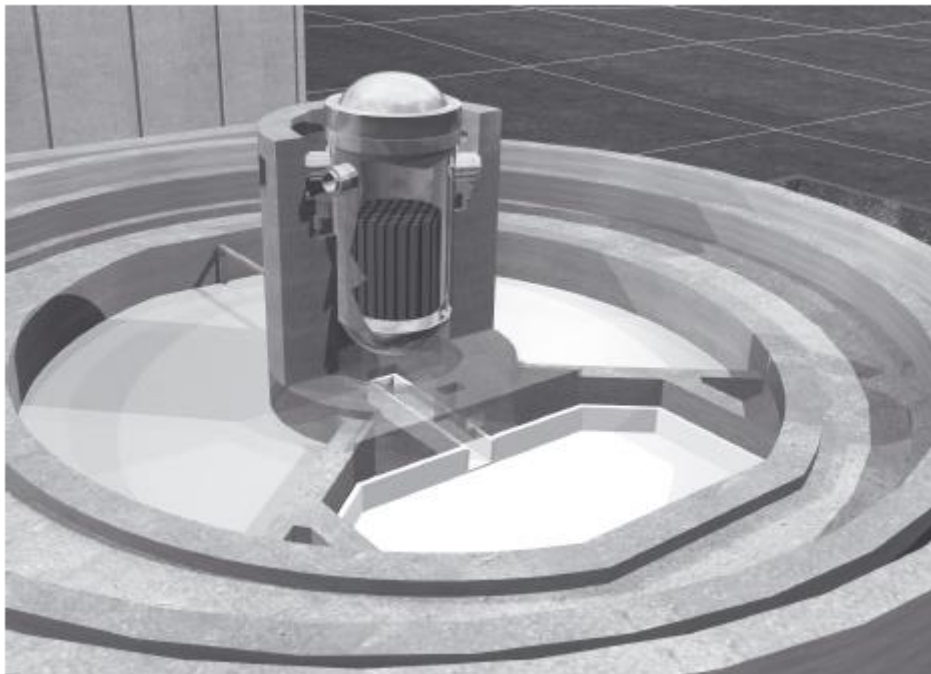


Ilustración 2: Localización de la zona de derrame del núcleo fundido (área rectangular). Fuente: [9]

Este sistema de retención del núcleo fundido “exvessel”, i.e. fuera de la propia vasija, supondría una barrea física adicional para impedir la liberación de radionúclidos al medio ambiente [9].

2.2. Sistema de recombinadores de hidrógeno

Para impedir que el hidrógeno liberado fuera de la vasija en caso de accidente severo con fusión del núcleo, provocara explosiones dentro del edificio de contención, existen una serie de recombinadores de hidrógeno.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $6,1 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) [9], frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II [10].

AP1000 (Westinghouse)

Los reactores de Generación III+ de Westinghouse, AP1000, son los nuevos reactores de este fabricante. Tiene una potencia eléctrica de 1117 MWe. La vasija del reactor es la misma que las de las plantas estándar de 3 lazos de Westinghouse, pero disponen de una serie de características innovadoras en cuanto a la seguridad se refiere.

1. Introducción de sistemas de seguridad pasivos de actuación automática. Reducción del factor humano.

Estos reactores disponen de [9]:

- Sistema de inyección de seguridad pasivo, mediante:
 - o Tanques de reposición al núcleo. Sustituyen a las actuales bombas de inyección de alta presión.
 - o Acumuladores. Similares a las plantas actuales.
 - o Tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de contención (*In-containment Refueling Water Storage Tank*, IRWST). Sustituyen a las actuales bombas de inyección de baja presión.
- Sistema de extracción de calor residual pasivo (no son necesarias las bombas actualmente presentes en el *RHR*).
- Sistema de refrigeración de la contención pasivo (*Passive Containment Cooling System* (PCCS)). Reemplaza a las actuales bombas del sistema de refrigeración de la contención.

En el caso de entrar en pérdida total de corriente alterna, estos sistemas son capaces de actuar sin la intervención de ningún operador durante un periodo de 72 horas [11].

2. Simplificación

Reducción de la complejidad de los sistemas. En el caso del AP1000, se han reducido los metros de tubería del sistema de refrigeración del reactor conectando las bombas del sistema directamente a los generadores de vapor.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Además, los sistemas pasivos anteriormente mencionados son significativamente más simples que los sistemas de seguridad convencionales de centrales PWR. Tienen un número de válvulas remotas, 3 veces menor que en los sistemas activos, y no disponen de ninguna bomba [9].

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $5,1 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) [9], frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II [10].

4. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos) in-vessel

Los reactores AP1000 disponen de un sistema de retención del núcleo fundido, en caso de accidente severo, dentro de la propia vasija del reactor, asegurando de esta manera la integridad de esta barrera para impedir la liberación de productos de fisión al exterior. Ello se consigue refrigerando externamente la vasija del reactor mediante un sistema específicamente diseñado para ello.

APR1400 (KEPCO)

Se trata de un reactor de agua a presión diseñado por *Korea Electric Power Corporation* (KEPCO). Tiene una potencia eléctrica de 1400 MWe.

1. Introducción de sistemas de seguridad pasivos.

Los reactores APR1400 disponen de una combinación de sistemas activos y sistemas pasivos, según [12]:

Como sistemas pasivos, estos reactores incorporan:

- Sistema de inundación de la cavidad del reactor

En caso de accidente severo, con fusión del núcleo del reactor, el sistema permite inundar la cavidad del reactor mediante el agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de contención (*In-containment Refueling Water Storage Tank*, IRWST). La función del sistema es enfriar el núcleo fundido, en caso de que el sistema de captura del núcleo no hubiera podido retener el corium dentro de la vasija del reactor.

Como sistemas activos, el APR1400 dispone de:

- Sistema de inyección de seguridad.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

2. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos) in-vessel

2.1. Sistema de captura del núcleo

Los reactores APR1400 disponen de un sistema de retención del núcleo fundido, en caso de accidente severo, dentro de la propia vasija del reactor, asegurando de esta manera la integridad de esta barrera para impedir la liberación de productos de fisión al exterior. Ello se consigue refrigerando externamente la vasija del reactor mediante un sistema específicamente diseñado para ello. Es un sistema activo.

2.2. Sistema de recombinadores de hidrógeno

Para impedir que el hidrógeno liberado fuera de la vasija en caso de accidente severo con fusión del núcleo, provocara explosiones dentro del edificio de contención, existen una serie de recombinadores de hidrógeno.

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $2,7 \times 10^{-6}$ (eventos por reactor-año) [9], frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II [10].

VVER-1200 (AES2006) (Gidopress)

Los reactores de Generación III+ de Gidopress (Rusia), VVER1200, son los nuevos reactores de este fabricante. Tiene una potencia eléctrica de 1170 MWe.

1. Introducción de sistemas de seguridad pasivos.

Los reactores VVER1200 disponen de una combinación de sistemas activos y sistemas pasivos, según [13] y [14]:

- Sistemas de seguridad para hacer frente a accidentes dentro de las bases de diseño:
 - Inyección de seguridad: activa
 - Refrigeración de emergencia del núcleo: activa
 - Refrigeración de la contención: Activa

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

- Sistemas de seguridad para hacer frente a accidentes dentro y más allá de las bases de diseño:
 - o Dentro de las bases de diseño:
 - Refrigeración de emergencia del núcleo mediante acumuladores: pasivo.
 - Sistema de extracción de hidrógeno: pasivo.
 - Doble contención: pasivo.
 - o Más allá de las bases de diseño:
 - Sistema de “captación” del núcleo: pasivo
 - Extracción de calor a través de los generadores de vapor: pasivo.
 - Extracción de calor a través de la contención: pasiva.
 - Sistema de recombinadores de hidrógeno: pasivo

2. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $4,2 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) [14], frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II [10].

ABWR (GE, Hitachi, Toshiba)

Los reactores de Generación III de General Electric, Toshiba y Hitachi llamados ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*), fueron los primeros reactores de Generación III en entrar en funcionamiento, el año 1996.

1. Introducción de sistemas y/o elementos para hacer frente a la fusión del núcleo (pasivos) ex-vessel

El reactor ABWR presenta un suelo basáltico con características de enfriamiento pasivo, diseñado para detener el flujo de *corium* en el caso de una fusión del núcleo.

2. Grado de madurez de la tecnología

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

La tecnología de los reactores ABWR está probada y cuenta con varios años de experiencia operativa. El primer reactor ABWR empezó a funcionar en el año 1996.

3. Análisis probabilistas de seguridad

Este reactor tiene un valor de frecuencia de daño al núcleo, o *Core Damage Frequency* (CDF) de $1,6 \times 10^{-7}$ (eventos por reactor-año) [9], frente a valores de CDF del orden de 10^{-5} de los reactores de Generación II [10].

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

7. SISMOLOGÍA E IMPACTO EN LA SEGURIDAD DE CENTRALES NUCLEOELÉCTRICAS

La alta actividad sísmica de Chile es tal vez el factor de riesgo más importante a la hora de analizar la opción nuclear. Chile es una de las tres naciones más sísmicas del mundo, de hecho es donde se ha experimentado el movimiento telúrico más fuerte a nivel mundial desde que existen registros; el terremoto de Valdivia (año 1960), que tuvo una magnitud de 9.5, es quien ostenta el record. Para tener una idea de lo que esto significa, hay que recordar el sismo del año 1985, que afectó principalmente a la regiones Quinta y Metropolitana, el cual registró una magnitud de 7.7; o el gran terremoto de junio del 2005 ocurrido en el norte grande, el cual anotó una magnitud de 7.9. (...) Otra de las naciones sísmicas que integran la lista es Japón, el cual es azotado por grandes terremotos con un promedio muy similar al de Chile [15].

Las instalaciones nucleares están diseñadas para que los terremotos y otros eventos externos no pongan en peligro la seguridad de la planta. En Francia, por ejemplo, las centrales nucleares están diseñadas para soportar un sismo dos veces superior al sismo calculado para cada emplazamiento con un periodo de retorno de 1000 años. En Japón, debido a la frecuencia y magnitud de los eventos sísmicos, se presta una especial atención en torno al tema sísmico en el emplazamiento, el diseño y la construcción de las centrales nucleares. El diseño sísmico de estas plantas, se basa en criterios mucho más estrictos que los que se aplican a otras instalaciones no nucleares. Las centrales nucleares se construyen también en rocas asentamientos rocosos duros (no en sedimentos) para minimizar las vibraciones debidas a los sismos. A título de ejemplo, la planta de reprocesado de Rokkasho, en Japón, está construida encima de una roca estable, y está diseñada para resistir sismos de una magnitud 8.25 [16].

Se estima que, en todo el mundo, el 20% de los reactores nucleares están operando en áreas de actividad sísmica significativa. La Agencia Internacional de Energía Atómica (OIEA) tiene una Guía de seguridad sobre riesgos sísmicos para centrales nucleares. Varios sistemas se utilizan en la planificación, incluida la evaluación probabilística del riesgo sísmico (PSHA), recomendada por el OIEA y ampliamente aceptada.

El documento SSG-9 del OIEA, [17], sobre la “Evaluación de Peligros sísmicos en la evaluación del emplazamiento para instalaciones nucleares”, proporciona información relevante para los estudios y análisis necesarios a la hora de caracterizar un emplazamiento para una instalación nuclear, teniendo en consideración los riesgos sísmicos a los que esta instalación puede estar sujeta.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Adicionalmente, el documento NS-G-1.6 del OIEA [18], “Diseño y calificación sísmica para centrales nucleares”, proporciona información sobre recomendaciones de métodos generalmente aceptados para el diseño de centrales nucleares, de manera que un sismo en el emplazamiento no comprometa la seguridad de la planta.

Asimismo, existen varios documentos elaborados por la NRC (organismo regulador americano) que tratan específicamente el tema de la sismología y su afectación a las centrales nucleares, así como de la NSC (organismo regulador japonés).

7.1. Listado de eventos sísmicos

A continuación se presentan, en orden cronológico, una serie de eventos sísmicos recogidos a lo largo de la historia, que han tenido afectación a centrales nucleares. Se determina también cuál ha sido la afectación del sismo sobre la seguridad de las centrales afectadas.

Sismo en Spitak, Armenia, en 1988 (Magnitud 6.9)

En el año 1988, se registró en Spitak, Armenia, un sismo de magnitud 6.9, el cual afectó a la central nuclear de Metsamor, de tecnología VVER-440/270.

Los reactores continuaron su operación normalmente, sin daño alguno, a pesar de que las aceleraciones observadas debido al terremoto fueron mayores que las previstas en el diseño. No hubo disparo de los reactores, al ser las señales registradas inferiores al valor umbral de disparo.

Sismo en Honshu Island, Japón, en 1993 (Magnitud 5.8)

En el año 1993, se registró en Honshu Island, Japón, un sismo de magnitud 5.8, el cual afectó a la central nuclear de Onagawa-1. El reactor se detuvo automáticamente, como consecuencia del sismo, no habiéndose evidenciado ninguna afectación en la seguridad de la planta adicional.

Sismo en Hokkaido, Japón, en 1993 (Magnitud 7.8)

En el año 1993, se registró en Hokkaido, Japón, un sismo de magnitud 7.8, el cual afectó a la central nuclear de Tomari 1 y 2. Los reactores continuaron su operación normalmente.

Sismo en el norte de Japón, en 1994 (Magnitud 7.5)

En el año 1994, se registró en el norte de Japón, un sismo de magnitud 7.5, el cual afectó a 11 centrales nucleares de tipo BWR que estaban operando en la zona. No se registró ningún daño en estas centrales a resultados del evento sísmico.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Sismo en California, Estados Unidos, en 1994 (Magnitud 6.6)

En el año 1994, se registró en la zona de California un sismo de magnitud 6.6, el cual afectó a las centrales nucleares de San Onofre 2 & 3 y Diablo Canyon. Los reactores continuaron su operación normalmente.

Sismo en Kobe, Japón, en 1995 (Magnitud 7.2)

En el año 1995, se registró en la zona de Kobe, Japón, un sismo de magnitud 7.2, el cual afectó a las centrales nucleares de Takahama, Ohi, así como otras centrales dentro de un radio de 200 km respecto al epicentro del sismo. Ninguna de las plantas nucleares dentro de este radio de 200 km respecto al epicentro del sismo, tuvieron daños significativos, e incluso aquellos reactores que estaban operando en aquél momento continuaron con su operación. Este terremoto, devastó la zona de Kobe.

Sismo en Ji-Ji, Taiwan, en 1999 (Magnitud 7.6)

En el año 1999, se registró en la zona de Ji-Ji, Taiwan, un sismo de magnitud 7.6, el cual afectó a las centrales nucleares de Chinshan, Kuosheng, y Maanshan. El sismo provocó una gran pérdida de vidas humanas. Los reactores detuvieron su operación inmediatamente. 2 días después del sismo, los reactores de Kuosheng y Chinshan reanudaron su operación, y los 2 reactores de Maanshan siguieron operando con normalidad.

Sismo en Miyagi, Japón, en 2003 (Magnitud 7.0)

En el año 2003, se registró en Miyagi, Japón, un sismo de magnitud 7.0, el cual afectó a la central nuclear de Onagawa. Se activaron los actuadores automáticos, y el reactor disparó automáticamente (SCRAM) debido a las aceleraciones detectadas.

En este caso las aceleraciones observadas durante el sismo fueron inferiores a las aceleraciones previstas en el diseño, según indica el documento [19].

Sismo en Niigata, Japón, en 2004 (Magnitud 6.8)

En el año 2004, se registró en Niigata, Japón, un sismo de magnitud 6.8, el cual afectó a la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa. Los reactores continuaron su operación normalmente.

Sismo en Niigata, Japón, en 2004 (Magnitud 5.2)

También en el año 2004, se registró en Niigata, Japón, un sismo de magnitud 5.2, el cual afectó a la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa. En este caso disparó uno de los reactores, no habiéndose evidenciado daño alguno en la seguridad de la planta.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Sismo en California, Estados Unidos, en 2005 (Magnitud 6.5)

En el año 2005, se registró en la zona de California un sismo de magnitud 6.5, el cual afectó a las centrales nucleares de Diablo Canyon. Los reactores continuaron su operación normalmente, no habiéndose evidenciado daño alguno en la seguridad de la planta.

Sismo en Honshu Island, Japón, en 2005 (Magnitud 7.2)

En el año 2005, se registró en Honshu Island, Japón, un sismo de magnitud 7.2, el cual afectó a la central nuclear de Onagawa. Dispararon los 3 reactores automáticamente, sin daño alguno. Los reactores fueron llevados a parada segura, tal y como estaba previsto en su diseño. Los 3 reactores fueron arrancando sucesivamente (El grupo 1, en mayo de 2007, el grupo 2 en enero de 2006, y el grupo 3 marzo de 2006).

Sismo en Kyushu, Japón, en 2005 (Magnitud 7.0)

En el año 2005, se registró en Kyushu, Japón, un sismo de magnitud 7.0, el cual afectó a las centrales nucleares de Genkai, Sendai, Shimane, e Ikata. No se registró ningún daño en estas centrales a resultas del evento sísmico.

Sismo en Niigata, Japón, en 2007 (Magnitud 6.8)

En el año 2007, se registró en Niigata, Japón, un sismo de magnitud 6.8, el cual afectó a la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa. No hubo daño en ninguno de los 7 reactores, a pesar de que las aceleraciones observadas debido al terremoto fueron mayores que las previstas en el diseño. Los reactores fueron llevados a parada seguro, tal y como estaba previsto en su diseño. Ello llevó a una reevaluación de los criterios de diseño y criterios sísmicos.

Sismo en la península de Noto, Japón, en 2007 (Magnitud 6.9)

En el año 2007, se registró en la península de Noto, Japón, un sismo de magnitud 6.9, el cual afectó a la central nuclear de Shika. No hubo daño en la central y se mantuvieron todas las funciones de seguridad. La única afectación que hubo, fue el derrame de 45 litros de agua de la piscina de combustible gastado de la unidad 1.

Sismo en Sichuan, China, en 2008 (Magnitud 7.9)

En el año 2008, se registró en Sichuan, China, un sismo de magnitud 7.9, el cual afectó a varios reactores de investigación, militares y también comerciales. No se registraron daños a resultas del sismo.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Sismo en el norte de Japón, en 2010 (Magnitud 6.2)

En el año 2010, se registró en el norte de Japón, un sismo de magnitud 6.2, el cual afectó a 13 centrales nucleares que estaban operando en la zona (i.e. Fukushima I&II, y Onagawa). Ninguno de los 13 reactores resultó dañado a resultas del evento sísmico.

Sismo en Virginia Central, Estados Unidos, en 2011 (Magnitud 5.8)

En el año 2011, se registró en Virginia Central, Estados Unidos, un sismo de magnitud 5.8, el cual afectó a la central nuclear de North Anna. El sismo se registró a 11 millas de la planta. Aunque la planta experimentó aceleraciones superiores a las que estaban previstas para la zona, todos los sistemas estuvieron protegidos, y actuaron según lo previsto en su diseño para mantener las funciones de seguridad. No hubo daños.

Sismo en Honshu Island, Japón, en 2011 (Magnitud 9.0)

En el año 2011, se registró en Honshu Island, Japón, un sismo de magnitud 9.0, el cual afectó a las centrales nucleares de Fukushima y Onagawa.

La central nuclear de Onagawa, resistió tanto el sismo como el tsunami posterior. Esta central fue la que más cerca estuvo del epicentro del terremoto, y fue llevada a parada segura, sirviendo incluso como refugio para las personas que tuvieron que desplazarse debido al tsunami.

En la central de Fukushima, cuando el terremoto fue detectado, las unidades 1, 2 y 3 pararon automáticamente según estaba previsto en el diseño. Aunque las aceleraciones observadas debido al terremoto fueron mayores que las previstas en el diseño, no hubo ninguna indicación de que las principales características de seguridad de la central se vieran afectadas por los movimientos vibratorios de la tierra generados por el terremoto. Ello se debió al enfoque prudente aplicado en el Japón con respecto a los terremotos al diseñar y construir centrales nucleares, lo que dio lugar a una central con márgenes de seguridad suficientes.

No obstante, las consideraciones del diseño originario no preveían márgenes de seguridad comparables para sucesos de inundación externa extremos, como los tsunamis.

Tanto los reactores de Fukushima Daiichi como los de Fukushima Daini, así como los de Onagawa, resistieron estructuralmente el sismo.

Este sismo fue el más potente jamás registrado en Japón, y el cuarto sismo más intenso registrado a escala global.

Sismo en Irán, en 2013 (Magnitud 7.7)

En el año 2013, se registró en Irán, un sismo de magnitud 7.7, el cual afectó a la central nuclear de Bushehr. Según se reportó al OIEA no hubo ningún daño, aunque posteriormente se

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

reportaron algunas grietas en el hormigón. La central está diseñada para sismos de magnitud 8.0.

7.2. Conclusiones de los eventos sísmicos y su afectación a las centrales nucleares

Como conclusión a lo expuesto en el apartado 7.1, considerando el conjunto de eventos sísmicos que han tenido afectación a alguna central nuclear a lo largo de las últimas décadas, puede extraerse que no ha habido ningún sismo registrado de cierta magnitud (ni de altas intensidades), ni cuando las aceleraciones que éste ha provocado han sido mayores que las aceleraciones previstas en el diseño, el cual haya comprometido o afectado la seguridad de las centrales nucleares, en ninguna de las barreras físicas establecidas en la defensa en profundidad, ni en ninguna de las funciones fundamentales de seguridad:

- Barreras físicas:
 - 1ª barrera: Pastillas Combustible
 - 2ª barrera: Vainas Combustible
 - 3ª barrera: Barrera a presión del Primario
 - 4ª barrera: Contención
- Funciones de Seguridad
 - Control de la reactividad
 - Extracción de calor del combustible
 - Confinamiento del material radiactivo

Habiéndose mantenido siempre íntegras las barreras, y realizadas correctamente las funciones de seguridad.

Ello da fe de que, aún incluso en zonas altamente sísmicas como puede ser Chile, el diseño, la construcción y la operación segura de centrales nucleares es plenamente posible, teniendo en cuenta los criterios tecnológicos adecuados a este factor, como por ejemplo contar con la información de fallas sismológicas y estudios de mecánica de suelos en el emplazamiento, así como una selección adecuada del emplazamiento.

A este respecto, será necesario para Chile decidir cuál será la metodología a seguir para poder definir los análisis de las vulnerabilidades sísmicas del emplazamiento dónde se ubique la central, así como los criterios de diseño de ésta frente a los sismos.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Atendiéndose a la recomendación de la guía de seguridad específica del OIEA, SSG-9 [17], es conveniente realizar el análisis de vulnerabilidad frente a sismos, a través de un proyecto específico, para el cual se disponga de unos objetivos claros y detallados, y éste debe llevar asociado un plan de trabajo. Este proyecto se debería llevar a cabo a través de un equipo multidisciplinar formado por expertos en varios campos, como la geología, la sismología, la geofísica, la ingeniería y posiblemente otras áreas (como la historia).

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

8. EVALUACIÓN DEL ESTADO ACTUAL DE LA INFRAESTRUCTURA NUCLEAR DE CHILE EN MATERIA DE SEGURIDAD.

8.1. El OIEA y las necesidades de infraestructura de seguridad nuclear

Desde su creación, el OIEA ha prestado soporte y orientación a aquellas naciones en vías de desarrollo de programas nucleares de potencia (PNP) para el uso pacífico de la energía nuclear. En esta línea de trabajo, el OIEA ha provisto de guías para facilitar la implantación y seguimiento de las actividades necesarias desde el punto de vista de la seguridad para garantizar que se cumplen y estandarizan los requisitos. A este respecto, en 2016 dicho organismo publicó *Establishing the Safety Infrastructure for a Nuclear Power Programme* No. SSG-16 [1] donde se detallan, distribuidos en forma de 20 requisitos generales, aquellos hitos para el establecimiento de la infraestructura de seguridad de que debe constar un programa de nucleoelectrónico.

En el año 2017, y como parte de las evaluaciones que se llevan a cabo en Chile durante los últimos años, se ha realizado un análisis de los requisitos de seguridad establecidos en la guía SSG-16 [1] del OIEA. El objeto de este trabajo es el de continuar proveyendo datos para la valoración futura sobre la posibilidad de implantación de un programa de nucleoelectricidad. El informe “IIT-002 - Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)” [20] presenta el resultado de este análisis.

El proceso seguido para este trabajo ha constado de una etapa inicial centrada en el levantamiento del estado y capacidades actuales de que Chile dispone actualmente con respecto a cada uno de los requisitos de infraestructura de seguridad delineados por el OIEA. Dado el estadio preliminar en que se encuentra el país actualmente, el análisis se ha centrado en aquellos requisitos que serán demandados en caso de que Chile entrara en el proceso hacia la toma de decisión, correspondiente a la Fase 1 según los estándares del OIEA (ver Ilustración 3:):

1. Política y estrategia nacional en pos de la seguridad.
2. Régimen de seguridad nuclear global.
3. Marco legal.
4. Marco regulatorio.
5. Transparencia.
6. Financiación.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

7. Organizaciones y contratistas externos de soporte.
8. Liderazgo y gestión para la seguridad.
9. Desarrollo de recursos humanos.
10. Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad.
11. Protección radiológica.
12. Evaluación de seguridad.
13. Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento.
14. Preparación y respuesta ante emergencias.
15. Organización operadora de la planta.
16. Selección y evaluación de emplazamientos.
17. Seguridad del diseño.
18. Preparación para la puesta en marcha.
19. Seguridad en el transporte.
20. Interfase con la seguridad nuclear.

8.2. El estado de la infraestructura de seguridad nuclear de Chile

El desarrollo de las capacidades en materia de seguridad nuclear ha sido principalmente impulsado por la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) desde su creación. Las actividades que tanto el Gobierno de la República como la Comisión realizan desde los años 70, han permitido el desarrollo de una base entorno a la cual crear toda la infraestructura. El principal eje vertebrador lo conforma la Ley de Seguridad Nuclear [21], establecida en su primera versión el año 1984, y a través de la cual se legislan de forma general todas las actividades e instalaciones radiactivas y nucleares del país.

El OIEA, y en general la industria nuclear, hacen especial énfasis en el concepto de **Seguridad**, lo que hace necesaria su integración en todos los procesos que un país lleva a cabo. En este contexto, la definición de una **Política y Estrategia nacional** son claves para garantizar que tanto las organizaciones participantes como sus actividades consideran como principal premisa

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

la Seguridad, y que ella se transmite culturalmente desde los estamentos de mayor nivel. El rol del Gobierno en las etapas iniciales, y concretamente en la que se encuentra Chile, es principal importancia debido a que establece las bases sobre las cuales se conformará toda la estructura. El Gobierno de Chile ha demostrado históricamente la seguridad nuclear como uno de sus pilares fundamentales y, mediante la creación de la Ley de Seguridad Nuclear [21], ha demostrado su compromiso para/con la misma. Como fruto de ello, ha requerido la realización de diversos estudios para disponer de todos los datos necesarios para una futura decisión informada sobre si apostar o no por la generación nucleoelectrónica.

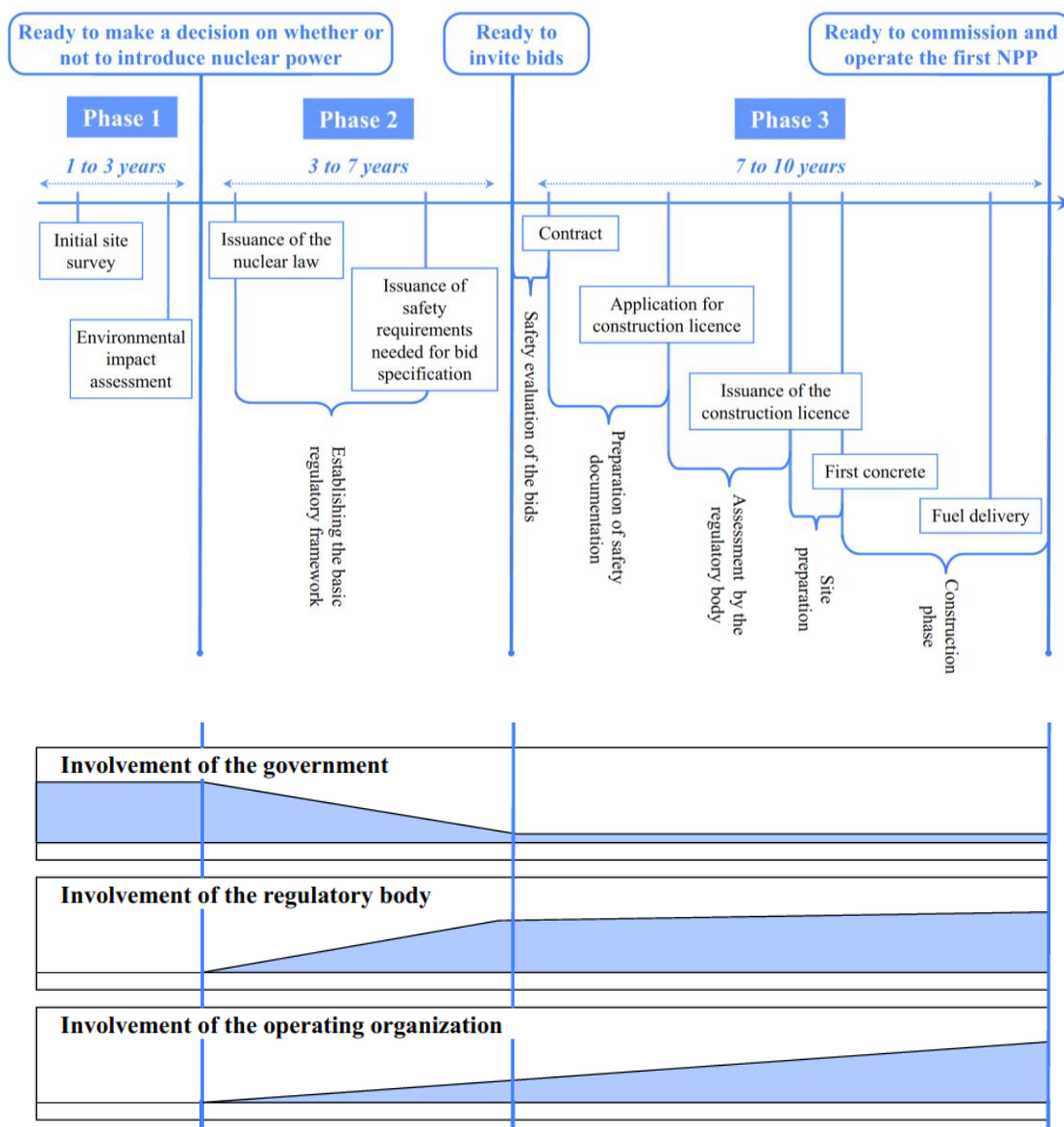


Ilustración 3: Fases consideradas por el OIEA en SSG-16 [1]

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

En la actualidad, la política energética chilena [2] no contempla el uso de la energía nucleoelectrica en el horizonte cercano, si bien presenta un claro hito de disponer de toda la información en 2020 para la toma de decisión acerca de si incluir o no la generación nuclear dentro de la matriz energética en el futuro a medio plazo de Chile. El crecimiento en la demanda energética que afronta el país para los próximos años requiere tener en consideración todas aquellas potenciales fuentes de suministro que, adicionalmente a ayudar a cubrir las necesidades, incrementen la seguridad de la nación por medio de la garantía de suministro y la sostenibilidad. La energía nucleoelectrica se posiciona como una fuente fiable, que estabiliza los costes de generación, reduce el uso de Gas Natural Licuado (GNL) y carbón, reduce la emisión de Gases de Efecto Invernadero (GEI), por lo que conforma un buen complemento de las Energías Renovables como motor de desarrollo económico y tecnológico. El Gobierno de la República es consciente de ello, y ha demostrado su lineamiento con llevar a cabo aquellos estudios que sean necesarios para tomar una decisión bien informada, pero no espera un posicionamiento hasta ese momento.

La CCHEN, por su política institucional, es la encargada de promover la Seguridad durante todo el proceso, si bien durante el trabajo desarrollado en informe IIT-002 [20] se ha identificado la necesidad de una mayor participación del Gobierno en la provisión de recursos personales y económicos específicos para el desarrollo de la infraestructura de Seguridad, recursos que actualmente se comparten con otras actividades de la CCHEN. Adicionalmente, el desarrollo de una concienciación gubernamental sobre las implicaciones del uso de la energía nuclear en materia de impacto radiológico y de costes asociados a un programa nuclear de potencia se ha identificado como un área de trabajo fundamental para Chile en el medio plazo.

Durante la realización de los trabajos, se ha prestado especial atención a la presencia de Chile en el **Régimen de seguridad nuclear global**. En materia de seguridad nuclear y seguridad física, dos pilares esenciales de la infraestructura de seguridad, debe comprenderse el carácter transfronterizo de las actividades debido a la afectación que pueden tener más allá de los límites físicos del territorio. Para ello, los organismos internacionales (OIEA, OECD, etc.) han promovido la creación de tratados y compromisos internacionales para la adhesión de sus estados miembros, mediante los cuales se garantizan unos estándares comunes de responsabilidad ante accidentes así como mecanismos de cooperación entre naciones para el apoyo en casos de emergencia. La adhesión y seguimiento de dichos tratados garantiza que, adaptados a la legislación propia de cada país, se cumplan los requisitos mínimos de seguridad nuclear y protección radiológica.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Cabe destacar el papel activo de Chile en la adhesión e integración de tratados y cooperaciones internacionales, que le sitúa en un estadio muy avanzado según lo esperado por el OIEA en la Fase 1 (en cual Chile no se encuentra aún). En la actualidad Chile ha ratificado los principales tratados internacionales de OIEA y dispone de diversos acuerdos bilaterales de cooperación para el uso pacífico de la energía nuclear, si bien en esto último se considera necesario potenciar la cooperación específica en materia de seguridad nuclear y transfronteriza. A este respecto, Chile debe iniciar las conversaciones con los países vecinos con el fin de recoger sus apreciaciones respecto a una potencial implantación futura de un programa de generación nucleoelectrónica. La aceptabilidad y colaboración son fundamentales en las etapas de toma de decisión, y para ello se considera necesario el establecimiento de acciones para establecer vías de comunicación y recoger las preocupaciones y posturas más allá de las fronteras, tanto en estados vecinos como en otros de interés por el estado de los programas nucleares propios.

El **Marco Legal y Regulatorio** en los procesos de levantamiento de infraestructuras de seguridad para programas nucleares de potencia se construye de forma gradual y a la medida de las actividades que se van incorporando. A este respecto, la estructura legal chilena en materia nuclear se encuentra en una fase avanzada, si bien existen acciones abiertas identificadas de relevancia ante una potencial incorporación futura de la generación nucleoelectrónica dentro del mix energético nacional. La Ley de Seguridad Nuclear [21] articula la legislación nacional de las actividades que Chile ha llevado a cabo hasta la actualidad, y deberá ser adaptada para la inclusión de las implicaciones de un PNP que no se encuentran hoy en día cubiertas como la definición de procesos de autorización y licenciamiento de centrales nucleares de potencia.

En materia de Regulación es necesario hacer especial hincapié en la estructura organizativa de que cuenta el país. El OIEA requiere garantías en la regulación mediante la creación de un organismo regulador nuclear (ORN) independiente del resto de procesos. La independencia personal, económica, política y fiscal del ORN es clave para asegurar que se priorizan los criterios de seguridad por encima de cualquier otro factor. A este respecto, la labor institucional de la CCHEN contempla entre otras funciones de promoción y fiscalización, incompatibles según los requisitos establecidos. Dado que Chile no consta actualmente de un ORN que cumpla con los requisitos de independencia requeridos, se ha identificado como una de las acciones a corto plazo que debe resolver el Gobierno de la República para las actividades radioactivas y nucleares que se vienen desarrollando en el territorio nacional. Este organismo deberá además disponer de suficientes recursos para la ejecución de sus actividades de inspección y fiscalización. A nivel Ministerio y la Superintendencia se están alineando las alternativas para resolver próximamente este punto abierto.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Derivado de lo anterior, el proceso de acercamiento gradual hacia la toma de decisión sobre si apostar o no por la generación nucleoelectrica en Chile debe contar con evaluaciones relativas a las necesidades de tamaño (recursos humanos) y actividades que realizaría el ORN en caso de implantarse un PNP. Las evaluaciones de necesidades futuras son importantes en la etapa preliminar en que se encuentra Chile para garantizar que se provisionan suficientes recursos, y que la escasez de los mismos no pueda suponer la anteposición de ningún otro criterio frente a los requisitos de seguridad.

Un capítulo específico de modificaciones de ámbito legal y regulatorio lo conforma el transporte de material radiactivo y combustible gastado. La ejecución de un programa de energía nuclear requiere el transporte de materiales radiactivos con características específicas, que pueden requerir la modificación o complementar el marco nacional existente para la **Seguridad en el transporte**. Este material radiactivo incluirá el combustible nuclear nuevo y usado y, en función de la estrategia nacional de gestión de residuos radiactivos, el transporte de otros residuos radiactivos puede aumentar considerablemente. En el caso chileno, debido a las infraestructuras radiactivas de que consta Chile, ya dispone de un reglamento para el transporte de materiales radiactivos, el cual tiene en cuenta el diseño, ensayo y transporte de combustible irradiado. Actualmente, la CCHEN está llevando a cabo una revisión del Reglamento de transporte de materiales radiactivos para introducir adaptaciones y mejoras en los procesos

El sector nuclear, debido a su significatividad y repercusión por motivos de seguridad, requiere de especial atención al apartado comunicativo. La **Transparencia** de todos los flujos de información es un concepto capital, requerido por los organismos internacionales, por el cual toda la información se dispone de forma comprensible y adaptada a cada uno de los Grupos de Interés (GDI) participantes del proceso. Estos GDI, entre otros, el público general, industria nacional, centros educativos, medios de comunicación, etc. presentan diferentes necesidades informativas así como diferentes preocupaciones, que deben ser satisfechas en la consecuente medida. El retorno de sus percepciones, preocupaciones y comprensión deben ser convenientemente articulados para conformar planes correctivos que aporten soluciones a las necesidades de los GDI. Cabe destacar la importancia de la Aceptabilidad en la implantación de programas nucleares de potencia, proyectos que requieren una alta concienciación e implicación de las áreas y poblaciones en los que se sitúan.

El Gobierno de Chile, de la mano de la CCHEN, ha realizado en los últimos años diversos estudios para evaluar la percepción y preocupación de los GDI con el objeto de elaborar estudios de comunicación a medida. Adicionalmente, los trabajos que se llevan a cabo en la CCHEN no están exentos de la aplicación de los requisitos legales de transparencia [22]. El análisis de la

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

situación chilena requiere la formalización de programas de formación, información y comunicación que ayuden a la comprensión de los riesgos y beneficios de la generación nucleoelectrica en el territorio nacional. Estas acciones deberían considerar adicionalmente una concienciación sobre las actividades que la CCHEN realiza actualmente, y su aportación beneficiosa para la población. El objeto es presentar de una manera adecuada toda la información en torno a las capacidades y posibilidades que se plantean para el futuro de Chile, pero sin descuidar las implicaciones y compromisos que se conllevan, de forma que todas las opiniones formadas participen del proceso de toma de decisión que el país debería llevar a cabo en un futuro próximo.

En otro orden de necesidades, las etapas iniciales del levantamiento de infraestructura de seguridad requieren inversiones significativas en estudios preliminares. Algunos de los más remarcables son los relativos a la **Financiación**. El objeto de estos estudios es, además del de establecer provisiones suficientes, el de dimensionar los órdenes de magnitud de las tareas, de recursos humanos, de su formación y de aquellos costes asociados a garantizar los mínimos de seguridad. El OIEA resalta la importancia de anticipar estos estudios para resaltar de forma temprana posibles carencias que, de darse durante la implementación de los PNP, podrían inducir a posibles deficiencias en la seguridad. Dada la posición actual de Chile es conveniente la realización de estudios de costes de personal, de creación de la base e infraestructura legislativa/reguladora, así como todo lo relacionado con los costes propios del diseño y construcción de una planta nuclear. Estos estudios deben formar la base para definir las estrategias y modelos de financiación que serán utilizadas en las consecutivas fases, ya sean llevadas a cabo por el Estado, el sector privado o un mix de ambas.

Entre las particularidades que presenta la generación nucleoelectrica frente a otras fuentes se encuentra la generación de residuos radiactivos durante el proceso productivo. La aceptación de esta condición implica un compromiso a largo plazo que, de embarcarse Chile en él, conlleva considerar todo el periodo abarcado desde el instante de la toma de decisión hasta el almacenamiento y reposición final del combustible gastado. La discretización de las alternativas de ciclo de combustible a las que Chile puede optar en el caso de implantar un programa nuclear de potencia permite que se puedan contemplar todos los costes asociados y garantizar que se pueda adaptar a las necesidades del país, siempre considerando los más altos estándares de seguridad en el desmantelamiento de plantas nucleares, gestión, almacenamiento, tratamiento y reposición de residuos radiactivos de baja, media y alta actividad. En este aspecto, la experiencia de Chile en la gestión del combustible de los reactores RECH deberá ser considerada como punto de partida para dichos estudios.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Todas las fórmulas que debe explorar Chile en el proceso de cierre de las acciones pendientes deben contar con la posición de las **Organizaciones y contratistas de soporte**. Generalmente, la industria nuclear tiende a la participación de organizaciones consolidadas en el sector, principalmente para la instalación de las primeras plantas nucleares del país. De forma orgánica, los estados realizan un proceso de internalización de las capacidades, conforme el crecimiento tecnológico y la transferencia de conocimiento permean en el territorio.

En el caso chileno, existen diversos procesos en que entidades nacionales se encuentran bien posicionadas para futuras adaptarse e incorporaciones a la industria nuclear de potencia. La experiencia en producción y gestión de combustible (aunque distinto tipo al utilizado en las plantas de generación nucleoelectrónica), así como aquellas actividades que llevan a cabo las diversas áreas de la CCHEN, suponen un valor añadido para la promoción de industria nacional o la potencial creación de empresas a incorporar a la matriz. Chile dispone de experiencia en el desarrollo de obras de gran envergadura, por lo que debe iniciar acciones para mejorar el posicionamiento de su industria (y principalmente en el sector Civil) de cara a licitaciones en un mercado abierto que hagan aumentar sus posibilidades de participación. Por este motivo, es necesario que las estrategias actuales se complementen con programas de fomento con vistas al sector nuclear.

La posición de la CCHEN en la proyección a futuro también debe ser determinada, bien si se quiere que desempeñe el papel de organización de soporte técnico u otro rol específico.

El sector nuclear plantea retos específicos de **Liderazgo y gestión** que, si bien los comparte con otros sectores punteros, adquieren otros matices cuando se trata de radiactividad y seguridad para la población. El OIEA hace especial hincapié en cómo se transmiten los valores de seguridad en las personas y entidades que participan en los programas nucleares. La Cultura de Seguridad Nuclear se entiende como el conjunto de características y actitudes en organizaciones e individuos que aseguren que, como prioridad esencial, las cuestiones de seguridad de las centrales nucleares reciban la atención que merecen en razón de su significación. Así pues, una cultura de seguridad positiva debe transmitirse, partiendo desde la Alta Dirección hacia el resto de estratos, a lo largo de toda la cadena de liderazgo. En este sentido, la creación de un proyecto nuclear requiere la creación o adaptación de Sistemas de Gestión a los estándares nucleares requeridos, y para ello, la CCHEN y las organizaciones que participen deben establecer procesos de concienciación en materia de Cultura de Seguridad como eje vertebrador de los mismos.

Un apartado específico lo conforma la selección y desarrollo de **Recursos humanos**, y en la fase preliminar en la que se encuentra Chile, la relativa a la Alta Dirección de las organizaciones

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

existentes o de aquellas que se creen. La CCHEN, y en particular el Organismo Regulador Nuclear que se conforme, deben prestar atención a la selección de dichos perfiles de manera que transmitan de forma transversal el concepto primordial de seguridad así como las más altas capacitaciones en la materia.

Se debe realizar el dimensionamiento de los recursos humanos que serán necesarios durante todo el proceso y discretizando entre los distintos actores, principalmente el organismo regulador y el organismo operador, y las competencias que son y serán necesarias para su personal. Este estudio deberá ser complementado con estrategias de capacitación, atracción y retención de talento. La Formación debe conformar un pilar fundamental de la metodología determinada y para ello debe partir de un plan estratégico que tenga en cuenta las proyecciones de los centros educativos (universidades, centros de formación profesional, etc.) del país. Asimismo, se deberá llevar a cabo la evaluación de la necesidad de dedicar inversiones específicas a la creación de espacios de formación específica en caso de no cubrirse las necesidades, para lo que puede ser necesario el establecimiento de convenios internacionales de formación de profesionales. El desarrollo de los recursos humanos se considera un hito significativo dentro del proceso chileno en vías de una potencial implantación de un programa nuclear de potencia.

La **Investigación** debe ser considerada un ítem relevante durante todo el proyecto de nuclearización del país. En este sentido, Chile se encuentra bien posicionada tanto en el campo de la fisión nuclear como en el de la fusión. Los proyectos de investigación se llevan a cabo principalmente por la CCHEN y universidades, y debe plantearse como el punto de partida de generación de aquellos flujos de investigación que deben proveer de conocimiento para propósitos regulatorios y de seguridad. El beneficio directo que buscan estas actividades revierte principalmente sobre el organismo regulador y las empresas de soporte técnico del país, por lo que es importante que existan estrategias de fomento y financiación para cubrir con las necesidades que puedan surgir en materia de seguridad.

Es conveniente identificar aquellas áreas de investigación que deben potenciarse, teniendo en cuenta que las necesidades pueden ser distintas a lo largo del proyecto. Un proceso transversal y a su vez necesario para las actividades que hoy en día se realizan en Chile es la **Protección Radiológica**. Chile dispone de legislación al respecto de la protección radiológica, así como diversos programas de mejora en sus procesos de la mano del OIEA. En los estudios realizados se ha identificado la necesidad de adaptar la regulación de protección radiológica a las condiciones necesarias que supone la implantación de una planta de generación nucleoelectrónica, entre las cuales debe considerarse asuntos como la protección radiológica operacional que puede diferir de aquella considerada en los reactores experimentales. Adicionalmente, el

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

transporte de material radiactivo y combustible gastado en programas nucleares de potencia puede generar la necesidad de incluir modificaciones en la legislación y regulación.

Como punto destacado específico, el estadio en el que Chile se encuentra requiere de la realización de evaluaciones enfocadas a caracterizar la generación nucleoelectrónica. En particular, se ha identificado la necesidad de realización de estudios de impacto radiológico asociados a la construcción, operación y, en general, a todo el ciclo de vida del combustible nuclear. Es importante tener en cuenta que dichos estudios deben tener en cuenta la componente local y ambiental, lo que lo convierte en un complemento de los estudios de impacto ambiental que Chile debe realizar en caso de querer optar a un proyecto de generación nuclear.

La concienciación es uno de los puntos clave en la fase en la que se encuentra Chile. En las etapas iniciales, el peso de dicha responsabilidad cae sobre el Gobierno que, según las directrices internacionales, quien debe liderar desde el lado de la seguridad el desarrollo de infraestructura tecnológica y la capacitación de todos los profesionales que participan. Es necesaria la familiarización con las normas de seguridad del OIEA y con las prácticas de otros Estados, según proceda, para adquirir conocimiento de los recursos necesarios para adquirir capacidades de **evaluación de la seguridad** nuclear y operacional. Chile es miembro de la OIEA desde el año 1960, lo cual le ha permitido alinearse con los estándares internacionales. Principalmente de la mano de la CCHEN, ha existido desde entonces colaboración en proyectos y tratados enfocados a la mejora de la seguridad, formación y crecimiento de capacidades. En este proceso, el Gobierno de la República como actor principal de esta fase, debe participar activamente del desarrollo y comprensión de cómo se aplican y desarrollan las Evaluaciones de Seguridad en la industria nuclear.

El carácter largo-placista de un proyecto nuclear implica una dedicación significativa de esfuerzos hacia la previsión de estrategias, con especial interés en la **Seguridad de la gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento**. Deben iniciarse las actividades para la identificación de las diversas estrategias de ciclo de combustible de que se dispone. Chile posee experiencia en el manejo de residuos de baja y media actividad, por lo que es un referente en la región de América Latina y el Caribe. Asimismo, debido a la operación de sus reactores experimentales, también posee experiencia en el manejo y transporte de combustible gastado. Se han desarrollado proyectos diversos de cooperación técnica y estudios en esta materia. Asimismo, en la Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos ubicada en CEN Lo Aguirre, se realiza tratamiento y acondicionamiento en matrices cementíceas a desechos radiactivos generados en Chile, provenientes de Industrias, Hospitales y Centros de Investigación del país, así como de la propia CCHEN.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Antes de tomar una decisión sobre el lanzamiento de un programa de energía nuclear, debería considerarse la disponibilidad de opciones alternativas para la gestión de desechos radiactivos de alta actividad, incluida su eliminación definitiva. Debe tenerse en cuenta la posibilidad de garantizar la seguridad a largo plazo mediante opciones alternativas y la incertidumbre de las estimaciones de costes en cada opción. En el estadio preliminar chileno debe reconocerse que la dependencia de servicios en otros Estados para la gestión del combustible gastado, tal como se incluye en algunas opciones, aumentaría la incertidumbre del cálculo de los costos.

Como ya se ha comentado en capítulos anteriores, el riesgo sísmico inherente a Chile es uno de los principales retos con los que se enfrenta la implementación de un programa nuclear de potencia, y cuyo estudio y previsión son cruciales. El impacto de una mala prevención y gestión de accidentes, independientemente del origen que tengan, revierte en una extensiva afectación a la población, por lo que es mandatoria la **Preparación y respuesta ante emergencias**. El Gobierno debe tomar conciencia de la necesidad de establecer tempranamente planes de emergencia radiológica, así como incorporar aquellas modificaciones necesarias a sus planes de protección civil. Durante la Fase 1, debe reconocerse la necesidad de un acuerdo sobre la asignación de responsabilidades en el desarrollo de arreglos para la preparación y respuesta ante emergencias. Un examen detallado de las opciones de planificación de emergencia y los costos también deben considerarse en esta etapa.

La ONEMI (Oficina Nacional de Emergencia del Ministerio del Interior y Seguridad Pública), el organismo técnico del Estado de Chile encargado de la coordinación del Sistema Nacional de Protección Civil, tiene como misión planificar, impulsar, articular y ejecutar acciones de prevención, respuesta y rehabilitación frente a situaciones de riesgo colectivo, emergencias, desastres y catástrofes de origen natural o provocado por la acción humana. En la actualidad no existe un plan nacional de emergencias radiológicas, y deben establecerse acciones para su formalización, así como la de aquellos procedimientos y protocolos particulares de ejecución que sean necesarios. Es importante la planificación de recursos humanos, medios técnicos y económicos para garantizar el más alto nivel de seguridad en materia de preparación y respuesta ante emergencias. Las entidades que participarán en el Plan de emergencias radiológicas deberán ser identificadas como así sus roles, y deberán ser adecuadamente coordinadas. A tal efecto, en los últimos años Chile desarrolla planes de capacitación de los profesionales y entidades chilenas haciendo uso de los vínculos con organizaciones internacionales expertas como el OIEA y el DOE de los Estados Unidos.

Otro de los actores importantes en el proceso desarrollado por el OIEA para la implantación de la infraestructura de seguridad es la **Organización operadora de la planta**. Chile no se

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

encuentra actualmente en el estadio de selección de un organismo operador, si bien sí se han hecho prospecciones de las posibles combinaciones y alternativas de propiedad y de dueño / operador, explorando las posibilidades de participación del Gobierno y el sector privado. Sin embargo, y como parte de las actividades enfocadas a la previsión de costes y necesidades ligadas con la seguridad, es necesario que el gobierno defina la estructura, responsabilidades y funciones que desempeñará el organismo operador, así como estimar los recursos humanos y financieros que supondrán. Se considera importante la definición prospectiva de las capacitaciones necesarias para el equipo humano que estructurará dicha organización.

Según los estándares internacionales, es el organismo operador el encargado de la realización de los estudios de ubicación necesarios para el licenciamiento del proyecto. Sin embargo, y debido al carácter intensivo de recogida de datos que conlleva, se identifica la necesidad de que Chile comience con la recogida de información. El gobierno de Chile ha decidido postergar la **Selección y evaluación de emplazamientos** hasta una etapa posterior a la toma de decisión. Los trabajos relacionados con ello, por otra parte, no pueden ser descuidados en la fase actual. Es necesario que se definan y formalicen los criterios que el organismo regulador utilizará durante las siguientes etapas para la evaluación de los emplazamientos candidatos, de cara a poder compararlos y seleccionar aquellos que otorguen suficientes garantías desde el punto de vista de la seguridad.

En paralelo, debe realizarse una recogida de datos intensiva, y el posterior estudio de los mismos, para establecer una pre-identificación de potenciales emplazamientos, basándose en una metodología de exclusión de aquellos emplazamientos que no cumplan los requisitos de seguridad. Los emplazamientos candidatos resultantes de esta etapa participarán del proceso de selección posteriormente. Pese a que los estudios de evaluación de impacto ambiental definitivos deberán ser realizados por el titular, es necesario realizar unos estudios de impacto ambiental preliminares (incluyendo el impacto radiológico) para acompañar el proceso de selección de emplazamientos.

Adicionalmente al emplazamiento, no debe descuidarse el propio **Diseño** de la planta. Debe asegurarse se conocen los objetivos de la seguridad nuclear y cómo se tienen en cuenta en las centrales nucleares de diversos diseños por parte del gobierno. Complementariamente a la formación en la materia, debe desarrollarse un estudio de detalle de las distintas aproximaciones y diseños tecnológicos existentes en el mercado para evaluar sus sistemas de seguridad y cómo sus diseños particulares responden a las funciones de seguridad, de cara a la toma de decisión informada acerca de lanzar un programa nuclear de potencia.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

Un hecho a tener en cuenta responde a los cambios que están acaeciendo en el sistema de distribución eléctrica chileno. Está prevista (finales 2017 – principios de 2018) la interconexión de los dos sistemas eléctricos principales, el SIC y el SING. Es conveniente que el Gobierno de la República evalúe los principales parámetros de seguridad de la red eléctrica e infraestructuras tecnológicas con el fin de analizar la afectación que pueden tener sobre una planta de generación núcleo-eléctrica. Tras el análisis de capacidades, fiabilidad y estabilidad, deberán establecerse acciones para mejorar dichos parámetros en caso necesario.

Por último, el OIEA y otros organismos internacionales resaltan la importancia de que los gobiernos en vías de implantar la generación nucleoelectrónica en su mix energético fomenten la cultura de seguridad nuclear y cultura de seguridad física, teniendo en cuenta sus puntos en común y diferencias.

Chile ha tomado conciencia sobre la importancia de la seguridad física y nuclear, tanto en el territorio nacional como más allá de sus fronteras. Muestra de ello son los compromisos multilaterales a los que se ha adherido, así como los distintos proyectos de cooperación para la mejora de la gestión, control e incremento de la seguridad en el material y actividades nucleares y radiológicas. Sin embargo, es necesario potenciar las referencias a Cultura de Seguridad y su relación con la Seguridad Física en todos los planos y estamentos. Es necesario realizar una labor de concienciación a todos los ámbitos de la CCHEN, el Gobierno y otros participantes con el fin de asegurar que todos los procesos se llevan a cabo bajo los conceptos de una cultura de seguridad activa y efectiva.

8.3. Conclusiones del estudio

En el contexto de seguridad en el que se mueven los lineamientos del OIEA, el presente estudio ha identificado las siguientes áreas que requieren especial desarrollo para continuar con el establecimiento de una estructura fundamentada en la seguridad, independientemente de la decisión final tomada:

- El desarrollo y capacitación de los recursos humanos es de vital importancia en el establecimiento de un contexto de seguridad, ya sea para el desarrollo de un programa de núcleo-electricidad o para la continuación de las actividades actuales de Chile. En este contexto y etapa en la que Chile se encuentra, es necesario notar que el proceso debe partir de un compromiso en el alto nivel gubernamental. El número de personas participantes en las fases iniciales del proceso de lanzamiento de un PNP es reducido, por lo que debe promoverse que dichos perfiles tengan un elevado conocimiento y

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

compromiso con la seguridad que puedan transmitir a aquellas personas y organizaciones que gradualmente vayan incorporándose al proyecto. En este sentido, en el presente informe se resalta la importancia de que el gobierno de Chile establezca, garantice y mantenga los recursos humanos y económicos necesarios para el Grupo encargado del desarrollo del PNP.

- También en materia de recursos humanos, Chile se encuentra en el estadio de profundizar en los requerimientos que tendrán las actividades y organizaciones encargadas de desarrollar y mantener un potencial PNP. Es por ello que en el presente estudio remarca la necesidad de dimensionar el personal e identificar las cualificaciones y capacitaciones necesarias de forma prospectiva. Con el fin de no comprometer los criterios de seguridad en ninguna etapa del proceso, se debe garantizar que cada organización y grupo participante en el proceso disponga de personal y financiamiento suficiente para que la seguridad nunca se encuentre en cuestión frente a otras condiciones de contorno. Adicionalmente, el presente informe resalta la importancia de la formación y capacitación, en la cual la CCHEN ya se encuentra trabajando activamente, como principal vector transmisor de la Cultura de Seguridad.
- La elevada importancia de la aceptabilidad social en el proceso de toma de decisión sitúa el compromiso con la opinión pública y los grupos de interés entre las principales áreas de desarrollo dada la fase en la que se encuentra Chile. Los estudios de opinión realizados hasta la fecha han arrojado las claves sobre las que debe fundamentarse un programa de comunicación orientado a la transmisión objetiva de los riesgos y beneficios de la producción núcleo-eléctrica. Adicionalmente a estos temas, el presente estudio hace hincapié en la necesidad de dar a conocer cómo la CCHEN, mediante las actividades que realiza y los criterios de seguridad que pone en práctica, está contribuyendo al desarrollo tecnológico y social de Chile.
- Como hito relevante, se hace especial hincapié en la formalización un organismo regulador independiente. Principalmente en las fases iniciales, el organismo regulador supone una pieza clave en el establecimiento de los pilares de seguridad del programa nuclear. La falta de independencia del organismo con respecto al gobierno u otros estamentos, o a actividades (como la promoción) pueden poner en cuestión los criterios de seguridad que se aplican en la regulación y fiscalización aplicada por este organismo. Durante la realización del presente informe se ha comprobado que Chile ha identificado este paso como mandatorio y está trabajando en ello.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

- Como procedimiento paralelo, se hace hincapié en el establecimiento de organización(es) de soporte técnico para apoyar las labores del regulador y otros organismos.
- La cooperación internacional ha sido un área especialmente trabajada por Chile, y en especial por la CCHEN. Mediante el intercambio de conocimiento con expertos se ha continuado con la capacitación en materia de planificación y respuesta ante emergencias. Tras este proceso, se considera a Chile en posición de proceder a la formalización de los planes de emergencia radiológica para integrarlos dentro del Plan Nacional de Protección Civil.

Si bien la selección de emplazamientos ha sido postergada, en el caso de Chile, a un estadio posterior a la toma de decisión acerca del lanzamiento de un potencial programa nuclear de potencia, es necesario que el país inicie el establecimiento de criterios con los que se evaluarán. Así mismo, la recogida de datos para la toma de decisión es un proceso intensivo y con un marco temporal considerable, por lo que en el presente informe se resalta la necesidad de iniciar la recogida de datos y la realización de prospecciones acerca de potenciales áreas para el emplazamiento de una planta nuclear de potencia.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

9. CONCLUSIONES GENERALES

Del análisis del estado del arte de la industria nuclear se concluye que la industria nuclear es una industria madura que es capaz de aprender de las deficiencias y malfuncionamientos, de forma que las causas que han originado estas deficiencias y que han llevado a los incidentes o accidentes, sean identificadas y se tomen medidas correctoras para prevenir su recurrencia futura, tanto en la propia instalación como en el resto de instalaciones en las que potencialmente podría ocurrir, a través de mecanismos de realimentación sólidos que permiten compartir la información de forma fluida y clara, y que incluyen tanto a la propia industria a través de los operadores, como a los cuerpos reguladores que se encargan de la vigilancia y supervisión de las instalaciones nucleares.

Prueba de ello son las nuevas tecnologías de reactores (de las cuales se han seleccionado algunas de ellas para analizar sus características más importantes, i.e. EPR, AP1000, APR1400, VVER-1200, ABWR), y que demuestran en sus diseños haber incorporado las lecciones aprendidas a lo largo de la evolución de la industria nuclear, con los diferentes eventos que ésta industria ha tenido (tanto incidentes como accidentes) y las distintas medidas que han ido implantándose con el objetivo de incrementar la seguridad nuclear.

Respecto a la sismicidad y su afectación potencial a las centrales nucleares, puede extraerse que no ha habido ningún sismo registrado de cierta magnitud (ni de altas intensidades), ni cuando las aceleraciones que éste ha provocado han sido mayores que las aceleraciones previstas en el diseño, el cual haya comprometido o afectado la seguridad de las centrales nucleares, en ninguna de las barreras físicas establecidas en la defensa en profundidad, ni en ninguna de las funciones fundamentales de seguridad, habiéndose mantenido siempre íntegras las barreras, y realizadas correctamente las funciones de seguridad.

Ello da fe de que, aún incluso en zonas altamente sísmicas como puede ser Chile, el diseño, la construcción y la operación segura de centrales nucleares es plenamente posible, teniendo en cuenta los criterios tecnológicos adecuados a este factor, como por ejemplo contar con la información de fallas sismológicas y estudios de mecánica de suelos en el emplazamiento, así como una selección adecuada del emplazamiento.

Atendiéndose a la recomendación de la guía de seguridad específica del OIEA, SSG-9 [17], será conveniente en Chile realizar el análisis de vulnerabilidad frente a sismos, a través de un proyecto específico, para el cual se disponga de unos objetivos claros y detallados, y éste debe llevar asociado un plan de trabajo. Este proyecto se debería llevar a cabo a través de un equipo

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

multidisciplinar formado por expertos en varios campos, como la geología, la sismología, la geofísica, la ingeniería y posiblemente otras áreas (como la historia).

En relación al estudio de brechas nacionales en infraestructura de seguridad para la implantación de un programa nuclear de potencia, ha podido contrastarse que el estadio de avance de Chile sobre la Fase 1 de los lineamientos establecidos por el OIEA es significativo. Las actividades que actualmente la CCHEN realiza en materia de investigación y desarrollo, protección radiológica y formación, suponen una base sólida a partir de la cual el país está construyendo las infraestructuras de seguridad necesarias para situarse en la mejor de las posiciones para la toma de decisión. La operación de sus reactores experimentales, el desarrollo de base legislativa y, de forma especial, la involucración del país en la cooperación internacional mediante la formación cruzada y el establecimiento de convenios multilaterales se presentan como puntos fuertes en el proceso.

Como hitos de mejora para el desarrollo posterior y avance, se han identificado:

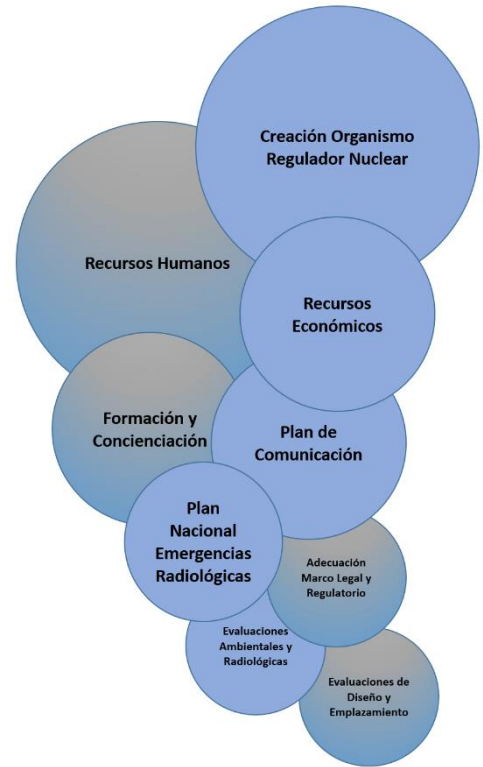
- El desarrollo y capacitación de los recursos humanos y compromiso con la seguridad. Asimismo, Chile deberá considerar los requerimientos que tendrán las actividades y organizaciones encargadas de desarrollar y mantener un potencial PNP.
- La importancia de que el gobierno de Chile establezca, garantice y mantenga los recursos humanos y económicos necesarios para el Grupo encargado del desarrollo del PNP.
- Fortalecimiento y formación en Cultura de Seguridad.
- Comunicación y aceptabilidad pública.
- Creación y desarrollo de un Organismo regulador que cumpla con una independencia efectiva a todos los niveles.
- Establecimiento de organizaciones de soporte técnico.
- Formalización de Plan de Emergencias Radiológicas.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

REQUISITO	ACCIONES
1 - Política y estrategia nacional en pos de la seguridad	Requiere acciones
2 - Régimen de seguridad nuclear global	Requiere acciones
3 - Marco legal	Requiere acciones
4 - Marco regulatorio	Requiere acciones
5 - Transparencia	Requiere acciones
6 - Financiación	Requiere acciones
7 - Organizaciones y contratistas externos de soporte	Requiere acciones
8 - Liderazgo y gestión para la seguridad	Requiere acciones
9 - Desarrollo de recursos humanos	Requiere acciones
10 - Investigación para propósitos regulatorios y de seguridad	Requiere acciones
11 - Protección radiológica	Requiere acciones
12 - Evaluación de seguridad	Requiere acciones
13 - Seguridad en gestión de residuos radiactivos, combustible gastado y desmantelamiento	Requiere acciones
14 - Preparación y respuesta ante emergencias	Requiere acciones
15 - Organización operadora de la planta	Requiere acciones
16 - Selección y evaluación de emplazamientos	Requiere acciones
17 - Seguridad del diseño	Requiere acciones
18 - Preparación para la puesta en marcha	No requiere acciones
19 - Seguridad en el transporte	No requiere acciones
20 - Interfases con la seguridad física	Requiere acciones

Leyenda:

Alta importancia - Corto plazo
Alta importancia - Medio plazo
Baja importancia - Largo plazo
Sin acciones



Leyenda:

Gobierno
Regulador

Ilustración 4: Acciones resultantes.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

10. REFERENCIAS

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA), *SSG-16 - Establishing the Safety Infrastructure for a Nuclear Power Programme*, (2012).
- [2] Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, *"Energía 2050. Política energética de Chile"*, (2015).
- [3] Ministerio de Energía. Gobierno de Chile, *Proceso de Planificación Energética de Largo Plazo. Plan de Trabajo* (2017).
- [4] OIEA, *INSAG-10 "Defense in Depth in Nuclear Safety"*, OIEA, 1996.
- [5] OIEA, *75-INSAG-4. Safety Culture*, 1991.
- [6] OIEA, *Safety Requirements No. GS-R-Part 2. Leadership and Management for Safety*, 2016.
- [7] OIEA, *INSAG-12. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1.*, 1999.
- [8] IDOM, *IIT-001 "Estudio sobre el Estado del Arte de la Industria Nuclear en términos de Seguridad"*, (2017).
- [9] P. J.G. Marques. Instituto Tecnológico e Nuclear & Centro de Física Nuclear da Universidade de Lisboa, *REVIEW OF GENERATION-III/III+ FISSION REACTORS*, Nuclear Energy Encyclopedia: Science, Technology, and Applications, First Edition, 2011.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

- [10] American Academy of Arts & Sciences, *Stephen M. Goldberg and Robert Rosner. Nuclear Reactors: Generation to Generation*, 2011.
- [11] Westinghouse, *AP1000: Passive Safety Systems and timeline for Station Blackout*, 2011.
- [12] OIEA, *Status report 83 - Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400)*.
- [13] OIEA, *Status report 108 - VVER-1200 (V-491) (VVER-1200 (V-491))*.
- [14] ROSATOM, *The VVER today: Evolution, Design, Safety*.
- [15] Corporación Nuclear Eléctrica Chile S.A., *Análisis Relativo de Impacto y Riesgos de la Generación Núcleo-Eléctrica. Documento Final*, Santiago de Chile, Junio de 2009.
- [16] WNA, «Nuclear Power Plants and Earthquakes,» [En línea]. [Último acceso: 22 Septiembre 2017].
- [17] OIEA, *SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-9. Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations*, 2010.
- [18] OIEA, *Safety Guide NS-G-1.6. Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants*, 2003.
- [19] Tohoku Electric Power Co., Inc., Japan, *SIMULATION ANALYSIS OF EARTHQUAKE RESPONSE OF THE ONAGAWA NUCLEAR POWER PLANT TO THE 2003 MIYAGI-OKI EARTHQUAKE*.
- [20] IDOM, *IIT-002 "Estudio para identificar las brechas nacionales y propuesta de acciones en materia de seguridad (OE2)", (2017)*.

Condiciones necesarias para la implementación segura de un programa nuclear de potencia en Chile.
INFORME FINAL

[21] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY Nº18302. LEY DE SEGURIDAD NUCLEAR*", (1984).

[22] Biblioteca del Congreso Nacional de Chile, "*LEY Nº20285. SOBRE ACCESO A LA INFORMACIÓN PÚBLICA*", (2008).

Informe Parcial 1: Estructura y metodología para el modelo de costos de
una central nuclear de potencia en Chile

CCHEN

Noviembre 2017

20985 / IIT-002 v. 1

La impresión o copia de este documento convierte al mismo en una copia no controlada. La versión vigente se encuentra en la base de datos del Sistema de Gestión de IDOM en Lotus Notes

No se permite la reproducción total o parcial de este documento, ni su incorporación a un sistema informático, ni su transmisión en cualquier forma o por cualquier medio, sea éste electrónico, mecánico, por fotocopia, por grabación u otros métodos, sin el permiso previo y por escrito de . IDOM, CONSULTING, ENGINEERING ARCHITECTURE, S.A.U..

Copyright © 2017, IDOM CONSULTING, ENGINEERING ARCHITECTURE, S.A.U



CCHEN

Informe Parcial 1: Estructura y metodología para el modelo de costos de una central nuclear de potencia en Chile

Redactado:	Revisado:	Aprobado:
<i>Firma</i>  P. Díaz	<i>Firma</i>  Carolina Labarta Diego González Jose Maria Garcia Serrano	<i>Firma</i>  Carolina Labarta
<i>Nombre</i> Pedro Díaz (PDB) Carlos Peterson (CPC)	<i>Nombre</i> Carolina Labarta (CLC) Diego González (DGC) Jose Maria Garcia Serrano (JMGS)	<i>Nombre</i> Carolina Labarta (CLC)
<i>Fecha</i> 11/2017	<i>Date</i> 11/2017	<i>Date</i> 11/2017

Área	Encargo	Informe	Versión	CD
NS	20985	IIT-002	1	07.04

En blanco intencionadamente

TABLA DE VERSIONES

<i>Versión</i>	<i>Fecha</i>	<i>Objeto de la versión</i>
0	10/2017	Versión inicial
1	11/2017	Corregido tras comentarios CCHEN

MODIFICACIONES RESPECTO A LA VERSIÓN ANTERIOR

Modificaciones de acuerdo a lo indicado en el acta de levantamiento de comentarios **E-02-LC-EC-001**

LISTA DE PENDIENTES

<i>No.</i>	<i>Apartado</i>	<i>Descripción</i>
N/A	N/A	N/A

ÍNDICE DE CONTENIDO

1.	ANTECEDENTES	5
2.	OBJETO.....	5
3.	ALCANCE	6
4.	NORMATIVA DE APLICACIÓN	7
5.	DEFINICIÓN DE LA ESTRUCTURA DE COSTOS	7
5.1.	Estructura de referencia.....	7
5.2.	Descripción de la estructura propuesta	8
5.3.	Descripción de las partidas detalladas que forman la estructura de costos	12
5.3.1.	Construcción Overnight (12).....	14
5.3.2.	Costos de Operación (21)	15
5.3.3.	Costos del Ciclo de Combustible (22)	16
5.3.4.	Impuestos y tasas (23)	17
6.	ESTIMACIÓN DE PLAZOS DE LAS ETAPAS DEL CICLO DE VIDA DE UNA CENTRAL NUCLEAR	18
6.1.	Pre-construcción	19
6.2.	Construcción	19
6.3.	Puesta en marcha.....	21
6.4.	Operación	21
6.5.	Desmantelamiento.....	22
7.	DESARROLLO DEL MODELO DE COSTOS	25
7.1.	Estructura de Costos	25
7.2.	Cuadro de Mando	26
7.3.	Modelo financiero.....	27
7.4.	LCOE	29
7.5.	Riesgos	29
7.6.	Anexos del Modelo	30
8.	CONCLUSIONES.....	30
9.	REFERENCIAS	31

LISTA DE TABLAS

Tabla 5-1. Estructura de costos general de EMWGIF	8
Tabla 5-2. Estructura de costos propuesta	9
Tabla 5-3. Estructura detallada propia	13
Tabla 5-4. Descripción del contenido de las partidas detalladas para la Construcción Overnight	15
Tabla 5-5. Descripción del contenido de las partidas detalladas para los Costos de Operación	16
Tabla 5-6. Descripción del contenido de las partidas detalladas para los Costos del Ciclo de Combustible	17
Tabla 5-7. Descripción del contenido de las partidas detalladas para los Impuestos y tasas	18

LISTA DE FIGURAS

Figura 3-1. Fases y actividades de la metodología utilizada	6
Figura 6-1. Etapas del ciclo de vida de una central nuclear	18
Figura 6-2. Distribución de costos durante el ciclo de vida.....	24
Figura 7-1. Apartados del Modelo de Costos.....	25
Figura 7-2. Sub apartados de la estructura de costos	26
Figura 7-3. Sub apartados del cuadro de mando.....	27
Figura 7-4. Sub apartados del modelo financiero	28
Figura 7-5. Sub apartados del LCOE	29
Figura 7-6. Sub apartados del Análisis de riesgos.....	30

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS Y SIGLAS

CAREM	Central Argentina de Elementos Modulares
CNP	Central Nuclear de Potencia
CCHEN	Comisión Chilena de Energía Nuclear
EMWGIF	<i>Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum</i>
GIF	<i>Generation IV International Forum</i>
HWR	<i>Heavy Water Reactor</i> (reactor de agua pesada)
IAEA	International Atomic Energy Agency (<i>Organismo Internacional de la Energía Atómica, OIEA</i>)

LCOE	<i>Levelized Cost of Electricity</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i> (reactor de agua ligera)
PNP	Plan Nuclear de Potencia
O&M	<i>Operation & Maintenance</i> (operación y mantenimiento)
SMR	Small Modular Reactor (reactor modular de baja potencia)
TIR	Tasa Interna de Retorno
VAN	Valor Actual Neto
WNA	<i>World Nuclear Association</i>

1. ANTECEDENTES

Desde su creación en 1965, la CCHEN tiene como misión investigar, desarrollar y controlar las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, generando valor y bien público, y asegurando la protección del medioambiente y la seguridad de las personas. Entre todas las posibles aplicaciones, destaca la de generación de energía eléctrica; la posibilidad de un Plan Nuclear de Potencia (PNP) lleva varios años en discusión y evaluación en Chile.

Así pues, la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN), en su calidad de organismo asesor del estado en materias relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, ha recibido el mandato de liderar el desarrollo de los estudios requeridos para que, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional, la energía nuclear de potencia pueda ser considerada dentro de las opciones a evaluar para la matriz energética nacional.

Dentro de los temas relevantes a ser considerados, se encuentra el poder determinar la competitividad que la energía nuclear tendría ante otras tecnologías de generación existentes en la matriz energética, tanto en términos operacionales, como económicos y financieros. Se busca en definitiva evidenciar los desafíos desde la mirada técnico-económica, para dar cumplimiento entre otros, a las políticas establecidas en Energía 2050 y hacerse cargo de los distintos desafíos que enfrenta el sector energético considerando los cambios actuales y futuros que atravesará el sector.

En este contexto, la CCHEN ha contratado a IDOM, mediante la licitación con referencia 872-115-LP17 "Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile", un servicio de asesoría para la estimación de los costos que tendría un proyecto de generación nucleoelectrónica en el país, evaluando tecnologías, así como sus riesgos financieros y factores críticos a lo largo del ciclo de vida de la central. En el documento de oferta técnica (1) ha quedado definido que las tecnologías a evaluar son las de Light Water Reactor (LWR), Heavy Water Reactor (HWR), y Small Modular Reactor (SMR).

2. OBJETO

El presente documento corresponde al Informe Parcial 1 indicado en el documento de oferta técnica (1). El objeto del informe es presentar los resultados y conclusiones de la realización de las tareas enmarcadas en la Fase I de la Metodología: Elaboración de Modelo. Dichas tareas son las siguientes:

- Definición de la estructura de costos.

- Estimación de plazos para cada una de las etapas del ciclo de vida de una central nuclear.
- Desarrollo de Modelo de Costos.

3. ALCANCE

La metodología utilizada para el desarrollo del proyecto de “Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile” se divide en cuatro (4) fases, tal y como muestra la Figura 3-1.



Figura 3-1. Fases y actividades de la metodología utilizada

El contenido del presente documento abarca la realización de las actividades de la Fase I. Concretamente, los trabajos realizados al respecto de cada una de estas actividades en el marco del presente documento son:

- Definición de la estructura de costos: se definen unas partidas que plasman los diferentes tipos y orígenes de costos de una central nuclear.
- Estimación de plazos para cada una de las etapas del ciclo de vida de una central nuclear: se identifican las etapas del ciclo de vida de una central nuclear y se estiman los plazos de cada una de ellas.
- Desarrollo de Modelo de Costos: se define la metodología utilizada para el desarrollo del Modelo.

Estos trabajos se han llevado a cabo en base a documentación internacional y teniendo en cuenta la información que se incluirá en las siguientes fases del proyecto. El resto de fases y

actividades serán presentadas en el Informe Parcial 2 y en el Informe Final (1). Abarca tres tipos de tecnologías: LWR, HWR y SMR.

4. **NORMATIVA DE APLICACIÓN**

No aplica normativa.

5. **DEFINICIÓN DE LA ESTRUCTURA DE COSTOS**

La estructura de costos propuesta para la posterior realización del modelo económico se define y se describe en la presente sección. En pos de este objetivo, se indica, en primer lugar, la estructura de costos de referencia consultada para el posterior desarrollo de la estructura de costos propia (véase el apartado 5.1). En segundo lugar, en el apartado 5.2, se presenta la estructura de costos base y se describen las partidas generales de la misma. Finalmente, se describe, en el apartado 5.3, la división en partidas detalladas de cada una de las partidas generales y se indica el contenido de cada una de estas partidas.

5.1. **Estructura de referencia**

La referencia utilizada para el desarrollo de la estructura de costo del presente estudio está contenida en el documento *Cost Estimating Guidelines For Generation IV Nuclear Energy Systems (2)* del *Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum (EMWGIF)*. Dicha estructura, a la que se le da el nombre de *Code of Accounts (COA)*, es una reformulación y una actualización de la estructura propuesta por la *International Atomic Energy Agency (IAEA)*, localizada en el documento *Bid Invitation Specifications for Nuclear Power Plants (3)*, y es la referencia utilizada para la construcción y realización de estimaciones de costos en diversos estudios internacionales. La Tabla 5-1 presenta las partidas generales de la estructura de referencia.

Número identificador	Partida
10	Costos previos a la construcción
20	Costos directos capitalizados
30	Costos de servicios indirectos capitalizados
40	Costos del propietario / operador capitalizados
50	Costos capitalizados adicionales
60	Costos financieros capitalizados

Número identificador	Partida
70	Costos anuales de Operación y Mantenimiento
80	Costos anuales de combustible
90	Costos de financiación anuales

Tabla 5-1. Estructura de costos general de EMWGIF

Las partidas indicadas en la Tabla 5-1, también llamadas partidas de nivel 1, se dividen en otras de más detalle llamadas partidas de nivel 2. A su vez, algunas de estas últimas se desglosan en más partidas, de alcance ya reducido, a las que se las cita como de nivel 3 (2).

Pese a estar diseñada en el marco del *Generation IV International Forum* (GIF), la estructura presentada es genérica, y sería aplicable a cualquier proyecto de construcción de una central nuclear. Las principales diferencias entre esta estructura y la de la IAEA son, por una parte, la inclusión en la primera de una serie de partidas propias para plasmar los costes previos a la construcción (partida general 10) y, por otra parte, la simplificación de la cantidad y del nivel de detalle de algunas de las partidas de la primera respecto a la segunda.

A pesar de la simplificación respecto a la propuesta de la IAEA, la estructura de referencia ha de ajustarse para poder desarrollar el Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile porque está preparada para ser utilizada en un nivel de desarrollo de proyecto más avanzado que en el que se encuentra el plan nuclear de potencia de Chile. Concretamente, la estructura sería utilizable en el nivel de proyecto en el que ya se conoce la tecnología y el diseño de la central nuclear que se desea construir, que no es el caso del contexto de este análisis. No obstante, dada su vigencia y su adecuación para la estimación de los costos de una central nuclear, la estructura finalmente desarrollada, véase el apartado a continuación, está basada en la estructura del EMWGIF.

5.2. Descripción de la estructura propuesta

La Tabla 5-2 muestra la estructura de costos propuesta. Esta estructura se basa en la presentada en la sección anterior, adaptándose de acuerdo a los siguientes dos objetivos. En primer lugar, es objetivo primordial que la información de costos que pueda extraerse de esta estructura sea relevante para el Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile y para los estudios que lleva a cabo la CCHEN para que, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional, la energía nuclear de potencia pueda ser considerada dentro de las opciones a evaluar para la matriz energética nacional. En segundo lugar, se prioriza que las partidas de costos sean directamente asociables a la etapa del ciclo de

vida en la que incurren para poder determinar el flujo de caja a lo largo de dicho ciclo de vida mediante el Modelo de Costos.

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	Partida	Partida de la estructura de referencia
10		Inversión inicial	10, 20, 30, 40, 50, y 60
	11	Pre-construcción	10
	12	Construcción Overnight	20 y 50
	13	Puesta en marcha	30, 40, y 50
	14	Costos de interconexión con la red eléctrica	No se encuentra en la partida de referencia
	15	Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos	No se encuentra en la partida de referencia
	16	Costos financieros	60
20		Costos de la vida operativa	70, 80, y 90
	21	Costos de operación	70
	22	Costos del ciclo de combustible	80
	23	Impuestos y tasas	90
	24	Costos financieros	90
	25	Costos de generación de instalaciones para productos alternativos	No se encuentra en la partida de referencia
30		Desmantelamiento	50
	31	Mano de obra	No se encuentra en la partida de referencia
	32	Equipamiento	No se encuentra en la partida de referencia
	33	Disposición	No se encuentra en la partida de referencia
	34	Otros	No se encuentra en la partida de referencia

Tabla 5-2. Estructura de costos propuesta

La partida 10, Inversión Inicial, se divide en seis (6) partidas de más detalle: Pre-construcción, Construcción *Overnight*¹, Puesta en marcha, Costos de interconexión con la red eléctrica, Costos

¹ Los costos asociados a la construcción de una central nuclear si ésta se construyese en una noche.

de construcción de instalaciones para productos alternativos, y Costos financieros, y hace referencia a las partidas 10, 20, 30, 40, 50, y 60 de la estructura de referencia. Un porcentaje de los costos de la Inversión inicial se asocia al contratista EPC (*Engineering, Procurement, and Construction*), y el porcentaje restante se asocia directamente al que sería el propietario de la central nuclear.

La partida de Pre-construcción contiene los costos asociados a los estudios previos a la construcción, entre los que se incluyen:

- Estudios de viabilidad (estudios de mercado, búsqueda de financiación, desarrollo del plan de negocio, preparación y capacitación del equipo de gestión, y estudios de integración en la red eléctrica, entre otros), que supondrían un 2% del montante total de la Pre-construcción.
- Estudios de emplazamiento para la caracterización, selección, y licenciamiento del mismo (estudios geológicos, geotécnicos, medioambientales, análisis de sucesos externos, distribuciones de población, usos del agua y el terreno en la región, y estudios de demanda sobre el foco frío, entre otros), que supondrían un 15% del montante total de la Pre-construcción.
- Selección de la tecnología (fase de contactos con tecnólogos, preparación de la especificación de la oferta, evaluación de ofertas, negociación del contrato con el contratista seleccionado, y evaluación de la viabilidad y el impacto de las diferentes alternativas en cuanto a ciclo de combustible, entre otros), que supondría un 3% del montante total de la Pre-construcción.
- Licenciamiento y obtención de permisos por parte de la administración (estudio de seguridad nuclear con los análisis deterministas y probabilistas que se requieran, la preparación de la documentación técnica y el estudio de impacto ambiental, entre otros), que supondría un 80% del montante total de la Pre-construcción..

La división de la Pre-construcción en partidas de nivel 3 no se ha llevado a cabo porque no aportaría información valiosa al modelo y al posterior análisis debido a que su costo total es muy inferior al de la Construcción Overnight.

La partida de Construcción Overnight contiene todos los costos directos e indirectos asociados a la erección de la obra civil y al aprovisionamiento e instalación de equipos y sistemas de una central nuclear, además de posibles contingencias. Esta partida se divide en partidas de nivel 3 que se describen en la sección a continuación. La partida de Puesta en marcha incluye el costo

de los primeros elementos de combustible a introducir en el reactor, el costo de la primera carga de refrigerante y/o moderador del sistema Primario, así como el costo asociado a la propia puesta en marcha del reactor, que incluye: el reclutamiento y formación del personal de operación, y la realización de los tests de prueba y demostración requeridos.

La partida de Costos de interconexión con la red eléctrica hace referencia al monto necesario para construir la infraestructura eléctrica que permita transferir la energía eléctrica producida en la central a la red eléctrica convencional. Esto incluye la subestación y la línea de alta de transporte requerida para la evacuación de energía que, además, se aconseja sea redundante, para evitar que una caída de una línea obligue a la parada de la central. Estos costes suelen correr a cargo del responsable de la red. Los Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos hacen referencia a la erección instalaciones que permitan obtener productos alternativos a la energía eléctrica como podrían ser desalinizadoras y/o sistemas de *process* o *district heating*. Finalmente, la partida de Costos financieros incluye los intereses concurridos durante el periodo de construcción correspondientes al financiamiento de una estructura de capital consistentes en fondos propios y deuda.

La partida 20, Costos de la vida operativa, se divide en cinco (5) partidas detalladas: Costos de operación, Costos del ciclo de combustible, Impuestos y tasas, Costos financieros, y Costos de generación de instalaciones para productos alternativos. La partida de Costos de operación contiene los costos fijos y variables asociados a la Operación y Mantenimiento (O&M) de una central nuclear durante el periodo de vida operativa de la misma, y hace referencia a las partidas 70 y 90 de la estructura de referencia. Esta partida se divide en partidas de nivel 3 que se describen en la sección a continuación. La partida de Costos del Ciclo de Combustible contiene los costos asociados a la obtención y fabricación del combustible nuclear, así como los costos asociados a su posterior almacenamiento o reprocesamiento. Esta partida hace referencia a la partida 80 de la estructura de referencia. Por otro lado, la partida de Impuestos y tasas incluye las diferentes tasas, tributos e impuestos a los que se ha de hacer frente durante la vida operativa de una central nuclear. Esta partida está incluida en el nivel 2 de la partida 70 de la estructura de referencia. Tanto esta partida como la de Costos del Ciclo de Combustible se dividen en partidas de nivel 3 que se describen en la sección a continuación. En cuanto a los Costos financieros, hacen referencia a los intereses a los que ha de hacer frente una central durante el periodo de operación de la misma, ya sean sobre la deuda inicial o sobre nuevas deudas que se adquieran para sustentar la operación. Esta partida está incluida en el nivel 2 de la partida 90 de la estructura de referencia. Finalmente, los Costos de generación de instalaciones para productos alternativos hacen referencia a todos los costos asociados a la operación y mantenimiento de instalaciones que permitan obtener productos alternativos a la energía eléctrica como podrían ser desalinizadoras y/o sistemas de *process* o *district heating*.

La partida 30, Desmantelamiento, incluye todos los costos asociados a los trabajos a realizar para acondicionar el emplazamiento de una central nuclear una vez acabada la vida operativa de la misma. Se divide el desmantelamiento en cuatro (4) partidas detalladas: Mano de obra, Equipamiento, Disposición, y Otros. La partida de Mano de obra hace referencia al costo de todo el personal que participa en la etapa de desmantelamiento. Este personal incluye el que está directamente relacionado con la descontaminación y desmantelamiento de los edificios y sistemas de una central nuclear, el personal necesario para trasladar el combustible gastado y otros residuos, el personal de gestión del proyecto, y el personal de seguridad, entre otros. Equipamiento incluye los costos de adquisición, o alquiler, y mantenimiento de todos los equipos y componentes, materiales, y consumibles necesarios para llevar a cabo las tareas de descontaminación, desmantelamiento, y traslado de combustible. La partida de Disposición incluye los costos asociados a la gestión y retirada de los residuos y materiales resultantes de las tareas de descontaminación y desmantelamiento. Por último, la partida Otros hace referencia a los costos de tasas y seguros, energía, el fondo para contingencias, y la monitorización y mantenimiento del combustible gastado, entre otros.

Pese a que los trabajos y operaciones por los que se imputan estos costos sucederían una vez acabada la vida útil de la central, el modelo incluye el desmantelamiento como un costo operativo que se debe ir separando obligatoriamente a lo largo de la vida operativa de la central para asegurar la disponibilidad de fondos para hacer frente al desmantelamiento al final de la misma. En el modelo se divide el monto estimado de desmantelamiento entre total de años de operación de la central, considerando en el modelo un factor de carga medio a lo largo de todos los años.. Esta partida está incluida en el nivel 2 de la partida 50 de la estructura de referencia

5.3. Descripción de las partidas detalladas que forman la estructura de costos

La Tabla 5-3 presenta la estructura de costos propia de forma detallada. A continuación, se describen cada una de las partidas de nivel 3 indicadas en la tabla.

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida
10			Inversión inicial
	11		Pre-construcción
	12		Construcción Overnight
		121	<i>Mano de obra</i>
		122	<i>Materiales de construcción</i>
		123	<i>Equipos del sistema nuclear</i>
		124	<i>Equipos eléctricos y de generación</i>

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida
		125	<i>Equipos de instrumentación y control</i>
		126	<i>Equipos mecánicos</i>
		127	<i>Ingeniería y Project management</i>
		128	<i>Contingencias</i>
	13		Puesta en marcha
	14		Costos de interconexión con la red eléctrica
	15		Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos
	16		Costos financieros
20			Costos de la vida operativa
	21		Costos de operación
		211	<i>Personal</i>
		212	<i>Contratos de O&M</i>
		213	<i>Materiales, suministros, consumibles e insumos</i>
		214	<i>Inversiones</i>
	22		Costos del ciclo de combustible
		221	<i>Minería y conversión</i>
		222	<i>Enriquecimiento</i>
		223	<i>Fabricación</i>
		224	<i>Back-end</i>
	23		Impuestos y tasas
		231	<i>Seguros</i>
		232	<i>Tasas variables de operación</i>
		233	<i>Tributos fijos</i>
		234	<i>Impuestos sobre el beneficio</i>
	24		Costos financieros
	25		Costos de generación de instalaciones para productos alternativos
30			Desmantelamiento
	31		Mano de obra
	32		Equipamiento
	33		Disposición
	34		Otros

Tabla 5-3. Estructura detallada propia

5.3.1. Construcción Overnight (12)

La partida de Construcción Overnight se divide en ocho (8) partidas que aportan más detalle a la estructura de costos. La Tabla 5-4 describe el contenido de cada una de estas partidas.

ID	Partida	Contenido
121	<i>Mano de obra</i>	Esta partida incluye el costo de personal directamente relacionado con la construcción e instalación de los edificios y sistemas de una central nuclear. Estos costos se incluyen de manera implícita en varias de las partidas de la estructura de referencia. No obstante, se ha decidido plasmarlos en una única partida porque la estimación del costo depende en gran medida del contexto Chileno. Los costos asociados a la formación del personal de operación de una central no están incluidos en esta partida, sino que forman parte de la partida 13.
122	<i>Materiales de construcción</i>	Esta partida incluye el costo del material necesario para erigir los edificios e instalaciones de una central nuclear, así como el costo de los equipos y equipamientos necesarios para tal fin (Ejemplos: hormigón, elementos estructurales, grúas, y otros). Estos costos se incluyen de manera implícita en varias de las partidas de la estructura de referencia. No obstante, se ha decidido plasmarlos en una única partida porque la estimación del costo depende en gran medida del contexto Chileno.
123	<i>Equipos del sistema nuclear</i>	Esta partida hace referencia al costo asociado a los equipos del <i>Nuclear Steam Supply System</i> (NSSS).
124	<i>Equipos eléctricos y de generación</i>	Esta partida incluye los costos asociados a la adquisición de los equipos eléctricos necesarios para la alimentación de energía eléctrica desde la red exterior (transformadores, interruptores, armarios, etc.), y los equipos necesarios para la generación de energía eléctrica, es decir, la turbina, el generador principal, y equipos asociados.
125	<i>Equipos de instrumentación y control</i>	Esta partida hace referencia a los costos asociados a los equipos y equipamientos de instrumentación y control de una central nuclear. Ejemplos de estos equipos son: paneles, racks, ordenadores de proceso, sistemas de monitorización, relés y PLCs, equipos de medida, software, y otros.
126	<i>Equipos mecánicos</i>	Esta partida incluye los costos asociados a los equipos de los sistemas de seguridad y sistemas auxiliares de la isla nuclear, los equipos de los sistemas de evacuación de calor, los equipos del sistema secundario de vapor, los equipos de tratamiento de residuos, y otros (Ejemplos: bombas, válvulas, tuberías, tanques, y otros).
127	<i>Ingeniería y Project management</i>	Esta partida hace referencia a costos indirectos de la construcción vinculados a los trabajos de ingeniería y Project management realizados tanto <i>on-site</i> como <i>off-site</i> durante la construcción e instalación de los edificios y sistemas de una central nuclear. Incluye también costos asociados a la garantía de calidad.

ID	Partida	Contenido
128	Contingencias	Partida cuyo objetivo es añadir un costo adicional al valor agregado de todas las partidas de Construcción Overnight para que la confianza en que el costo agregado real no supere el costo estimado sea la deseada.

Tabla 5-4. Descripción del contenido de las partidas detalladas para la Construcción Overnight

5.3.2. Costos de Operación (21)

La partida general de Costos de Operación se divide en cuatro (4) partidas detalladas: Personal, Contratos O&M, Materiales, e Inversiones. Los costos de operación se acostumbran a repartir en dos tipos: fijos y variables. Los costos fijos son aquellos a los que ha de hacer frente una central nuclear durante su vida operativa independientemente de su producción. Estos costos se suelen expresar por unidad de potencia instalada. Por otra parte, los costos variables son aquellos cuyo volumen depende de la producción de una central nuclear. Estos costos se suelen expresar por unidad de energía producida, y son, principalmente, impuestos y tasas incluidos en la partida 23. Las partidas de Personal, Contratos O&M, y Materiales, si bien son en su mayoría costos fijos, incluyen también un porcentaje de costo variable. La Tabla 5-5 describe el contenido de cada una de las partidas de los Costos de Operación.

ID	Partida	Contenido
211	Personal	Esta partida incluye los costos de salario, directos y asociados, del personal de gestión, operación, seguridad, mantenimiento, y otros, contratado directamente por el propietario u operador.
212	Contratos O&M	Esta partida hace referencia a los costos asociados a la subcontrata de servicios de operación y mantenimiento, incluyendo los imputables a las paradas de recarga en reactores <i>Light Water Reactor</i> .

ID	Partida	Contenido
213	Materiales, suministros, consumibles ² e insumos	Esta partida hace referencia tanto a la adquisición de repuestos para el mantenimiento de los equipos de una central nuclear, como a la adquisición de los productos químicos y lubricantes que es necesario reponer durante la operación de una central nuclear.
214	Inversiones	Esta partida hace referencia al costo de todas aquellas inversiones de envergadura que pueda realizar una central nuclear durante su vida útil. A lo largo de su vida, las centrales deben hacer inversiones de actualización de su tecnología (ejemplo: digitalización, modificaciones para el alargamiento de vida, aumentos de potencia, actualización de sistemas de gestión documental, sustitución de equipos por obsolescencia, y otros) y adaptación a nuevos requisitos (ejemplo: medidas post-Fukushima, modificación de sistemas de protección contra-incendios por cambio de normativa, y otros). Esta partida no puede ser considerada ni costo fijo ni costo variable tal y como se han definido anteriormente.

Tabla 5-5. Descripción del contenido de las partidas detalladas para los Costos de Operación

5.3.3. Costos del Ciclo de Combustible (22)

La partida general de Costos del Ciclo de Combustible se divide en cuatro (4) partidas detalladas: Minería y conversión, Enriquecimiento, Fabricación, y Back-end. Esta división es válida tanto para ciclos abiertos, en los que el combustible gastado es almacenado, como para ciclos cerrados, en los que el combustible gastado es reprocesado para volverse a utilizar. Si bien se han separado en una partida general distinta para poder dar más detalle al respecto, los Costos del Ciclo de Combustible se imputan a la etapa operativa del ciclo de vida de una central nuclear, siendo uno de los principales costos variables en operación. La Tabla 5-6 describe cada una de las partidas que forman parte de los Costos del Ciclo de Combustible.

² Objetos, materiales o suministros destinados a utilizarse en planta sin que necesariamente se incorporen a las estructuras, sistemas, y componentes. *Commodities* que se gastan con su uso. Por ejemplo, electrodos, brocas, abrasivos, resinas, y siliconas, entre otros.

ID	Partida	Contenido
221	Minería y conversión	Esta partida hace referencia al porcentaje del costo total de un elemento de combustible que es imputable a la obtención del Uranio natural (minería), y su posterior conversión en UF ₆ , en caso de ser enriquecido posteriormente, o su conversión en UO ₂ en caso de utilizarse Uranio natural como combustible como en los reactores de diseño HWR. En el caso de un ciclo cerrado, esta partida también incluye la obtención de Uranio de elementos de combustible gastado.
222	Enriquecimiento	Esta partida hace referencia al porcentaje del costo total de un elemento de combustible que es imputable a la operación de Enriquecimiento del Uranio. Esta partida es nula para los reactores de diseño HWR.
223	Fabricación	Esta partida hace referencia al porcentaje del costo total de un elemento de combustible que es imputable al proceso de fabricación del elemento, incluyendo la obtención y conformación del material de las vainas de combustible.
224	Back-end	Esta partida hace referencia al costo de almacenar el combustible gastado, para el caso de ciclos abiertos, o al costo de reprocesar el combustible gastado y almacenar los residuos radioactivos restantes, para el caso de ciclos cerrados.

Tabla 5-6. Descripción del contenido de las partidas detalladas para los Costos del Ciclo de Combustible

5.3.4. Impuestos y tasas (23)

La partida general de Impuestos y tasas se divide en cuatro (4) partidas detalladas: Seguros, Tasas variables de operación, Tributos fijos, Impuestos sobre el beneficio. Si bien se han separado en una partida general distinta para poder distinguirlos de los costos asociados directamente con la operación de una central nuclear, los Impuestos y tasas se imputan a la etapa operativa del ciclo de vida de una central nuclear. Específicamente, las partidas de Seguros y Tasas variables de operación son costos variables asociados a la producción de una central nuclear. La cantidad y el valor asociado a las partidas Tasas variables de operación, Tributos fijos, e Impuestos sobre el beneficio depende principalmente de la legislación del país en el que se construye una central nuclear. Se ha observado en otros países que cabe la posibilidad de que el sector tenga un trato de fiscalización especial con respecto al resto de procesos productivos. La Tabla 5-7 describe el contenido de cada una de las partidas de Impuestos y tasas.

ID	Partida	Contenido
231	Seguros	Esta partida hace referencia al costo al que ha de hacer frente el propietario de una central nuclear en materia del seguro de responsabilidad civil que debe tener una central nuclear durante su operación y que debe cubrir la responsabilidad de la central en caso de un posible accidente nuclear. Este costo suele aplicarse como un porcentaje de la facturación anual, que depende de la energía producida.
232	Tasas variables de operación	Esta partida incluye el costo al que ha de hacer frente el propietario de una central nuclear en materia de tasas como, por ejemplo, una tasa medioambiental, una tasa sobre el uso de combustible o el combustible gastado, una tasa sobre la generación de residuos, y otras.
233	Tributos fijos	Esta partida incluye los costos asociados al pago de impuestos y tributos de valor fijo como, por ejemplo, la licencia de operación y explotación de una central nuclear, tasas fijas del regulador, o impuestos sobre bienes e inmuebles
234	Impuestos sobre el beneficio	Esta partida hace referencia al costo de los impuestos a pagar por el beneficio obtenido de la explotación de una central nuclear.

Tabla 5-7. Descripción del contenido de las partidas detalladas para los Impuestos y tasas

6. ESTIMACIÓN DE PLAZOS DE LAS ETAPAS DEL CICLO DE VIDA DE UNA CENTRAL NUCLEAR

El ciclo de vida de una central nuclear comprende las siguientes etapas: pre-construcción, construcción, puesta en marcha, operación, y desmantelamiento.

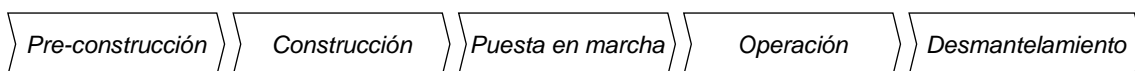


Figura 6-1. Etapas del ciclo de vida de una central nuclear

A continuación, se describe el alcance de cada etapa y se proponen valores específicos para los plazos de duración de cada etapa pese a que el modelo permitirá flexibilizar los tiempos a considerar. La Figura 6-2 al final de esta sección muestra un diagrama de Gantt en el que se distribuyen las partidas de la estructura de costos allá donde apliquen del ciclo de vida de una central nuclear.

6.1. Pre-construcción

La etapa de pre-construcción comprende las tareas de análisis de viabilidad del proyecto, evaluación de posibles emplazamientos, análisis y selección del emplazamiento final, obtención de permisos y derechos sobre el terreno del emplazamiento, preparación del emplazamiento, y la obtención de la licencia de construcción expedida por el organismo regulador, que requiere la realización de estudios como el Estudio de Impacto Ambiental (EIA) o el Estudio Preliminar de Seguridad (EPS) (4) (5). De acuerdo con lo indicado por la IAEA, no es posible estimar con precisión el plazo de duración de las tareas relacionadas con la elección del emplazamiento debido a que depende de varios factores³ (4). De hecho, el documento *Managing Siting Activities in Nuclear Power Plants* (4) indica que estas tareas podrían tener un plazo de entre veintiún (21) y cuarenta y ocho (48) meses. Por otra parte, el documento *Project Management in Nuclear Power Construction: Guidelines and Experience* (5) estima que, típicamente, la duración de toda la etapa de pre-construcción sería de cinco (5) años y medio. Las tareas relacionadas con la elección del emplazamiento tienen una duración de veinticuatro (24) meses en dicha estimación. Siguiendo lo indicado por el documento *Project Management in Nuclear Power Construction: Guidelines and Experience* (5), se estima que la etapa de pre-construcción tendría un plazo de cinco (5) años y medio en el contexto del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile, aunque asumiendo que dicha estimación está sometida a una importante variabilidad. El impacto de esta variabilidad deberá ser evaluado en el marco de los análisis de sensibilidad a llevar a cabo mediante el modelo de costos, aunque, como se argumentará en los siguientes informes, no se espera que tenga impacto sobre el análisis de viabilidad de una central nuclear por el bajo costo en comparación con la Construcción.

6.2. Construcción

La etapa de construcción abarca desde el vertido del primer hormigón hasta la realización del primer test nuclear en el que se llega a un estado de criticidad del reactor, y comprende los trabajos de obra civil, los trabajos de instalación de los sistemas y equipos de una central nuclear, y los trabajos de conexión de una central nuclear con la red eléctrica exterior, entre otros. La estimación del plazo de duración de esta etapa para las tecnologías LWR y HWR se ha llevado a cabo a partir de datos de tiempos de construcción reales obtenidos del *Power Reactor*

³ Criterios de selección del emplazamiento, disponibilidad de datos, la implicación de las partes interesadas, el proceso regulador, y otros.

*Informaton System*⁴ de la IAEA. En el caso de la tecnología LWR, se utiliza como figura de estimación del plazo de duración de la etapa de construcción la mediana⁵ de los tiempos de construcción de los últimos treinta (30) reactores conectados⁶ a una red eléctrica. El resultado es una estimación del plazo de duración de la etapa de construcción de seis (6) años. En el caso de la tecnología HWR, la figura de estimación es la mediana de los tiempos de construcción de diecinueve (19) reactores conectados a una red eléctrica. Para este caso, el resultado es una estimación del plazo de duración de la etapa de construcción de siete (7) años. En ambos casos se han recogido valores mucho mayores a los estimados, por lo que se ha de asumir que los valores estimados están sometidos a una importante variabilidad cuyo impacto deberá ser evaluado en el marco de los análisis de sensibilidad a llevar a cabo mediante el modelo de costos y en el marco del análisis de los factores de riesgo, especialmente para el caso en el que la etapa de construcción se alargue más de lo previsto.

En el caso de reactores de tecnología SMR, no se puede realizar una estimación en base a datos reales debido a la escasa cantidad de reactores de esta tecnología que operan hoy en día⁷. La mayoría de empresas propietarias de diseños conceptuales SMR estiman, de forma preliminar, que la duración del periodo de construcción de sus reactores sería de tres (3) años para los primeros que se construyesen (6), pudiéndose reducir a dos (2) años conforme se avanza en el aprendizaje de la construcción de este tipo de reactores (6). Conservadoramente, se estima, en el contexto del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile, que una central nuclear de tecnología SMR tendría un plazo de construcción de tres (3) años. No obstante, la existencia de proyectos de construcción de reactores SMR cuyo periodo de construcción supera ya los tres (3) años⁸, y el hecho de que las estimaciones de referencia se han realizado en estados embrionarios de los proyectos, obligan a asumir que la estimación realizada puede estar sometida a una importante variabilidad cuyo impacto deberá ser evaluado en el marco de los análisis de sensibilidad a llevar a cabo mediante el modelo de costos.

⁴ <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>

⁵ Se utiliza la mediana para evitar que los datos de reactores que se hayan construido muy rápido, o bien reactores cuyos periodos de construcción hayan sufrido parones o retrasos, sesguen la estimación hacia valores muy bajos o muy altos, respectivamente.

⁶ Se utilizan datos de únicamente los últimos 30 reactores conectados con el objetivo de que el uso de tecnologías modernas de construcción quede plasmado en el valor estimado.

⁷ Únicamente tres (3) reactores a tenor de un estudio de la *World Nuclear Association* (WNA) [6].

⁸ La construcción del reactor CAREM Argentino comenzó en febrero de 2014 y se estima que será completada en 2019 [6].

6.3. Puesta en marcha

La etapa de puesta en marcha comprende las pruebas hidráulicas, en frío y en caliente, las pruebas nucleares, y las pruebas de conexión y sincronización con la red eléctrica exterior. Durante las pruebas hidráulicas la puesta en marcha convive con la etapa de construcción. De acuerdo a lo indicado en el documento *Project Management in Nuclear Power Construction: Guidelines and Experience* (5), se estima que el plazo de duración de esta etapa es de un (1) año.

6.4. Operación

La etapa de operación comprende todas las tareas a realizar para mantener la producción de energía eléctrica de una central nuclear. Entre estas tareas destacan: la operación del reactor, el mantenimiento de equipos y sistemas, la adquisición de nuevo combustible, la gestión del combustible gastado, las paradas para realizar las recargas de combustible nuevo en el caso de reactores de tecnología LWR, y modificaciones de diseño para mantener la central dentro de los estándares de operación segura requeridos, entre otros. Las centrales nucleares de la llamada generación II fueron diseñadas para tener una etapa de operación de entre treinta (30) y cuarenta (40) años. No obstante, en Estados Unidos algunos de ellos han aumentado sus licencias de operación hasta los sesenta (60) años y se conoce que la intención de algunos de éstos es pedir otro aumento de licencia de operación para llegar hasta los ochenta (80) años de vida operativa. Los reactores de generación III y III+ se diseñan y se construyen para que la etapa de operación de la central nuclear sea de al menos sesenta (60) años. Teniendo en cuenta la experiencia con los reactores de generación II, es probable que los reactores de generación III y III+ tengan vidas operativas de ochenta (80) o más años. Sin embargo, de forma conservadora, se estima, en el contexto del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile, que una central nuclear de nueva generación tiene un plazo de duración de la etapa de operación de sesenta (60) años. Se asume, sin embargo, que dicha estimación está sometida a una importante variabilidad cuyo impacto deberá ser evaluado en el marco de los análisis de sensibilidad a llevar a cabo mediante el modelo de costos.

Respecto a la tecnología SMR, los datos proporcionados por las empresas propietarias de diseños conceptuales de SMR señalan que la mayoría de reactores están diseñados para operar durante sesenta (60) años, aunque también existen diseños de tanto cuarenta (40) como ochenta (80) años (6). En consecuencia, se estima, en el contexto del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile, que una central nuclear de tecnología SMR tendría un plazo de duración de sesenta (60) años.

6.5. Desmantelamiento

La etapa de desmantelamiento comprende todas las tareas a realizar para retirar de forma segura a una central nuclear del servicio reduciendo la radiactividad residual a un nivel tal que permita al propietario u operador terminar la licencia de operación y liberarse de la propiedad del emplazamiento (7). Entre estas tareas destacan: la caracterización radiológica y física del emplazamiento, la descontaminación del emplazamiento y de las instalaciones en su interior, el desarme de estructuras, sistemas, y componentes, la gestión de materiales, y la gestión del combustible gastado, entre otros (8). La duración de la etapa de desmantelamiento depende principalmente del acercamiento utilizado. La *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) reconoce cuatro (4) posibles estrategias (7): DECON, en la que los trabajos de descontaminación y desarme comienzan una vez acabada la vida operativa de la central nuclear. SAFSTOR, en la que la central nuclear se mantiene en condiciones óptimas y se monitoriza durante un periodo de latencia que permite que los niveles de radioactividad decaigan. Una vez estos niveles han decaído hasta el valor deseado se procede al desarme de central. ENTOMB⁹, en la que la zona radioactiva se envuelve en una estructura de material de máxima durabilidad como hormigón y se monitoriza durante un periodo de latencia que permite que los niveles de radioactividad decaigan. Una vez estos niveles han decaído hasta el valor deseado se procede al desarme de central. Finalmente, la NRC también contempla que se lleve a cabo una estrategia mixta entre DECON y SAFSTOR, es decir, que las instalaciones con un nivel de radioactividad suficientemente bajo sean desarmadas al acabar la vida operativa de la central, mientras que las instalaciones con un nivel de radioactividad superior al deseado se monitoricen durante un periodo de latencia hasta su posterior desarme. Pese a la variedad de estrategias, la NRC exige que la etapa de desmantelamiento dure un máximo de sesenta (60) años. De forma conservadora, se estima que de elegir una estrategia de desmantelamiento SAFSTOR o ENTOMB el plazo de duración de esta etapa sería de sesenta (60) años. Respecto a la estrategia DECON, existen estudios de licenciarios americanos que estiman que el tiempo de duración de la etapa de desmantelamiento en caso de seguirse esta estrategia sería de veinte (20) años si no fuese necesario realizar una gestión on-site del combustible gastado (9). En consecuencia, se estima, en el contexto del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile, que el plazo de duración de la etapa de desmantelamiento sería de veinte (20) años en caso de utilizarse la estrategia DECON. No obstante, se destaca de nuevo

⁹ Hasta la fecha, ninguna de las centrales desmanteladas o en periodo de desmantelación de Estados Unidos han seguido la estrategia ENTOMB.

que los costos de desmantelamiento se suelen imputar durante el ciclo de operación por lo que quedarían reflejados a lo largo de esa etapa.

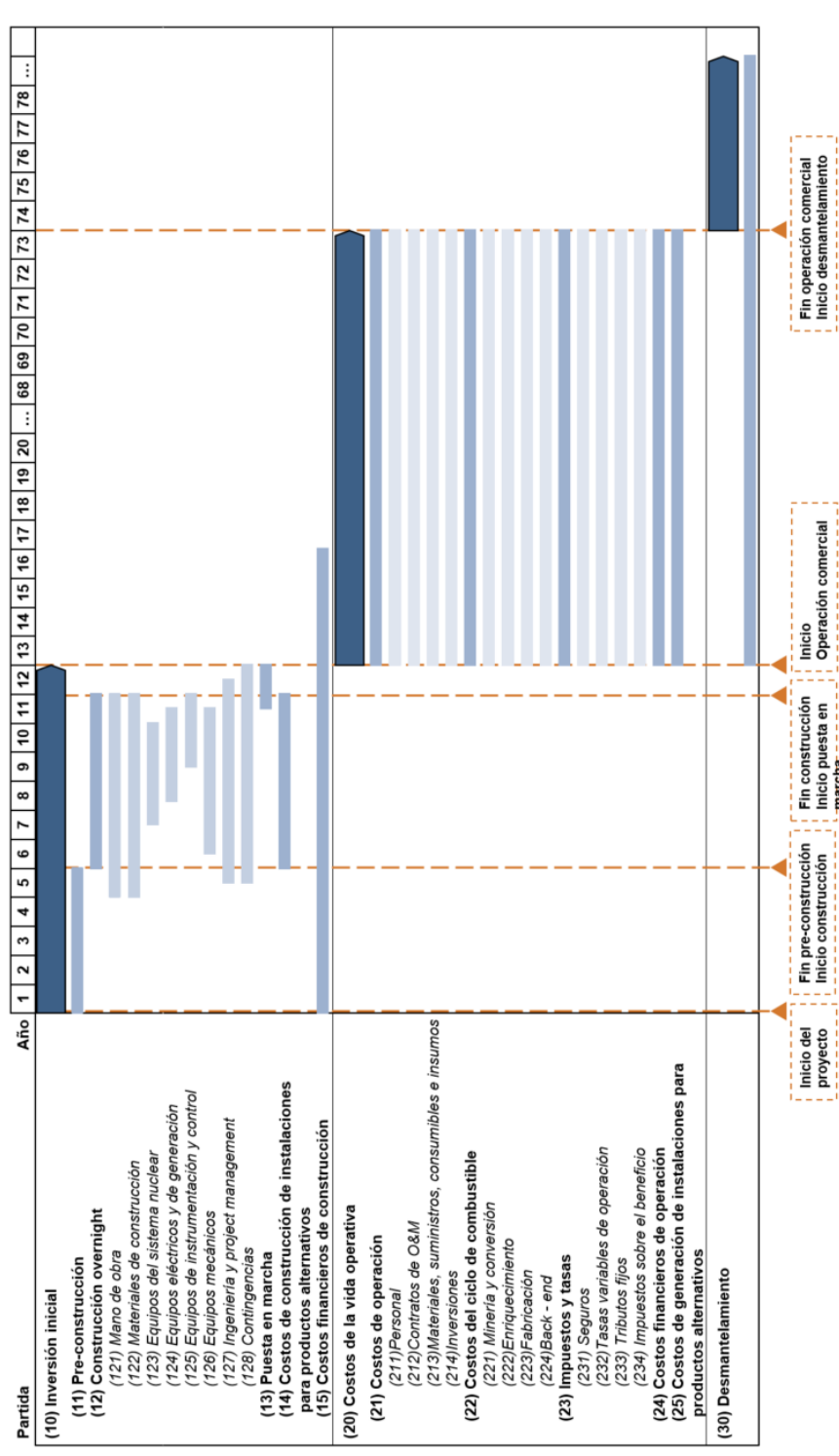


Figura 6-2. Distribución de costos durante el ciclo de vida

7. DESARROLLO DEL MODELO DE COSTOS

El entregable final consiste en una herramienta de modelación de costos y evaluación de rentabilidad en la que se podrá modelar la implementación de centrales nucleares de potencia en Chile. La herramienta incluye la estructura de costos, sus estimaciones ajustadas a las particularidades del país e hipótesis que permiten la modelación y cálculo de rentabilidad.

Los principales indicadores de rentabilidad que calculará el modelo son la Tasa Interna de Retorno (TIR), el Valor Actual Neto (VAN) y el Tiempo de retorno de la inversión (*Payback*). La TIR se refiere a la tasa de descuento que iguala los flujos de caja positivos y negativos que se generan en un proyecto de inversión, se utiliza para decidir sobre la aceptación o rechazo de proyectos de inversión. El VAN es la actualización de los flujos de caja futuros del proyecto a valores presentes descontándolos a un tipo de interés determinado por el Coste Medio Ponderado de Capital (WACC; Ponderación entre el coste de fondos propios y el coste de financiación). Por otro lado, el *Playback* refleja el tiempo requerido en recuperar los costos de la inversión. Como medida de viabilidad financiera del proyecto, la TIR debe ser siempre superior al WACC.

De manera general, la herramienta se compone de cinco partes: (0) Estructura de Costos, (1) Cuadro de Mando, (2) Modelo financiero, (3) LCOE y (4) Riesgos.

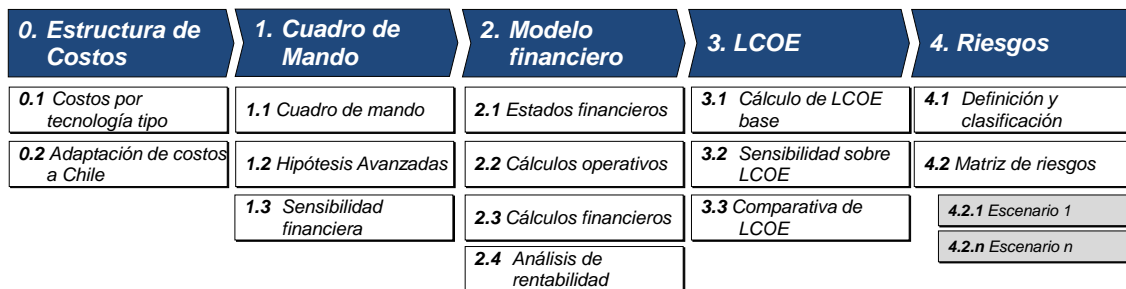


Figura 7-1. Apartados del Modelo de Costos

7.1. Estructura de Costos

El objetivo del apartado es definir los costos asociados a la instalación de una central nuclear de potencia en Chile. Consiste en dos sub apartados: (0.1) Costos por tecnología tipo y (0.2) Adaptación de costos a Chile.

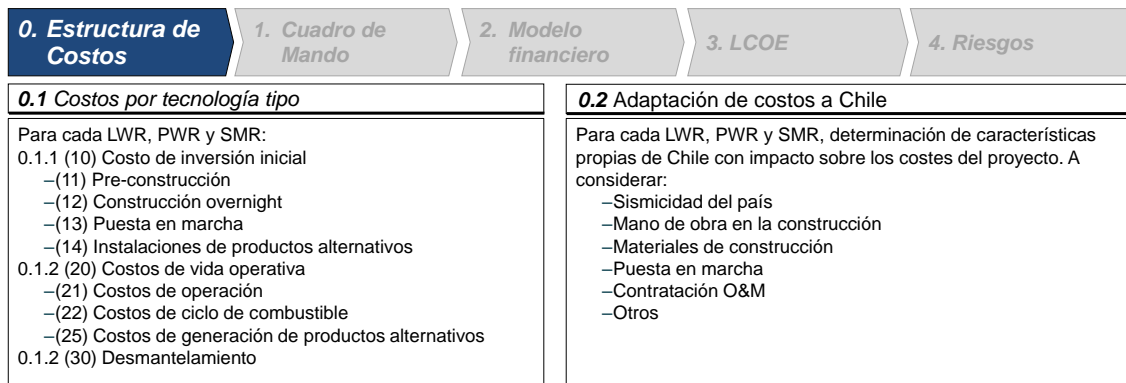


Figura 7-2. Sub apartados de la estructura de costos

En (0.1) Costos por tecnología tipo, se proveerán costos globales para cada una de las tecnologías estudiadas. Mediante una metodología *top-down* y utilizando la estructura de costos definida en el presente informe, se estimarán los costos por partida.

Los costos serán definidos a partir de un análisis de bases de datos de proyectos nucleares ejecutados, aunado a información obtenida de *vendors* y experiencia del panel de expertos en el sector.

En el sub apartado (0.2) *Adaptación de costos a Chile*, se adaptarán las partidas a las particularidades del país. Algunas de las partidas a considerar son:

- Sismicidad del país
- Mano de obra en la construcción
- Materiales de construcción
- Otros

Algunas de las partidas se ajustarán a un valor específico mientras que otras serán flexibles, permitiendo al usuario adaptar el caso base en Chile. Un ejemplo es el porcentaje de participación local en la construcción y en contratos de O&M.

7.2. Cuadro de Mando

El Cuadro de Mando permite al usuario modelar el escenario de partida que se desea analizar. Para ello, se emplea como base la estructura de costos definida en el apartado (0) Estructura de Costos, así como las hipótesis necesarias para modelar la rentabilidad. Se compone de tres sub apartados: (1.1) Cuadro de mando y resultados, (1.2) Hipótesis Avanzadas y (1.3) Sensibilidad financiera.

0. Estructura de Costos	1. Cuadro de Mando	2. Modelo financiero	3. LCOE	4. Riesgos
	1.1 Cuadro de mando y resultados 1.1.1 Selección de reactor –LWR –HWR –SMR 1.1.2 Principales resultados del modelo –TIR, VAN, Payback, LCOE 1.1.3 Hipótesis generales –Fecha de inicio de construcción (año) –Periodo de construcción (años) –Periodo de operación (años) –Periodo de decommissioning (años) –Número de unidades –Potencia neta por unidad (MW) –Factor de planta –Tasa de descuento del LCOE	1.2 Hipótesis Avanzadas 1.2.1 Macroeconómicas 1.2.2 Inversión –(10) Inversión Inicial –Distribución de la inversión inicial –Depreciación –(30) Desmantelamiento 1.2.3 Operativas –(21) Costos de operación –(22) Costos de ciclo de combustible –Ingresos por operación 1.2.4 Fiscales –(23) Impuestos y Tasas 1.2.5 Financiación –Estructura de capital –(15, 24) Costos de financiación –Coste Medio Ponderado de Capital		1.3 Sensibilidad financiera 1.3.1 Análisis de sensibilidad sobre los resultados de rentabilidad

Figura 7-3. Sub apartados del cuadro de mando

El (1.1) *Cuadro de mando y resultados* permite al usuario seleccionar las variables generales del escenario base y visualizar su impacto en los resultados más relevantes de rentabilidad. Las variables generales a considerar serán: tipo de reactor, fecha de inicio de construcción, periodo de construcción, periodo de operación, tipo de desmantelamiento, número de unidades de la central, potencia eléctrica por unidad, factor de planta y tasa de descuento del costo nivelado de la electricidad (LCOE). Mientras que los principales resultados de rentabilidad son expresados por medio de la tasa interna de retorno (TIR), el valor actual neto (VAN, al costo medio ponderado del capital o WACC por sus siglas en inglés), el plazo de recuperación de la inversión inicial (*payback*) y el LCOE.

Las (1.2) *Hipótesis avanzadas* contienen todos los supuestos dentro y fuera del proyecto necesarios para el cálculo de su rentabilidad. El usuario podrá modificar estos valores a medida que avance la propuesta de implantación de una CNP en Chile y se adquiera mayor definición sobre ciertos factores. Este sub apartado contiene hipótesis macroeconómicas, de inversión (incluyendo las partidas 11, 12, 13, 14 y 15), operativas (incluyendo partidas 21 y 22), fiscales (incluyendo la partida 23) y de financiación.

En la (1.3) *Sensibilidad financiera* se analizan los impactos de variables definidas en las hipótesis generales y avanzadas a la rentabilidad financiera del escenario base. De esta manera el usuario puede hacer ajustes específicos al escenario base del modelo.

7.3. Modelo financiero

El apartado de (2) *Modelo financiero* modela la situación financiera de la CNP a lo largo de su ciclo de vida, incluyendo todos flujos de caja. El apartado cuenta con cuatro sub apartados: (2.1)

Estados financieros, (2.2) Cálculos operativos, (2.3) Cálculos financieros, y (2.4) Análisis de rentabilidad.

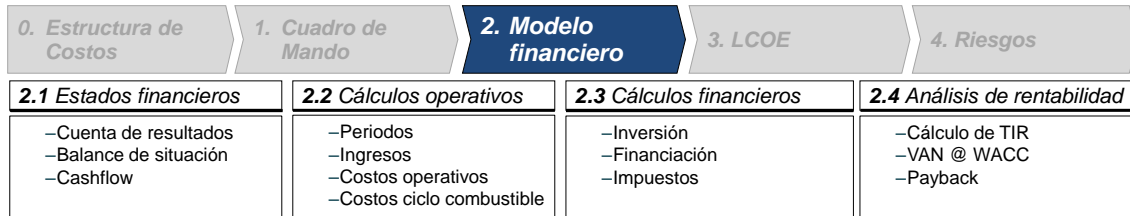


Figura 7-4. Sub apartados del modelo financiero

Los (2.1) Estados financieros o cuentas anuales dan a conocer la situación económica y financiera de la CNP durante su ciclo de vida, y los cambios año con año que, bajo las hipótesis generales y avanzadas definidas, podría llegar a suceder. Los estados financieros se componen de tres partes:

- Cuenta de resultados: muestra cómo se obtiene el ingreso neto de la CNP;
- Balance de situación: muestra los activos, pasivos y patrimonio de la CNP;
- *Cashflow* o flujo de efectivo: muestra las entradas y salidas de efectivo producidas.

En los (2.2) Cálculos operativos se modelan los costos variables y fijos asociados a la operación de la CNP. Se modelan los plazos, definidos por el usuario en el cuadro de mando, de los periodos de construcción, operación y desmantelamiento, y para cada uno de estos periodos, sus respectivos ingresos (venta de energía eléctrica, servicio de potencia, servicios complementarios), costos por operación y costos de ciclo de combustible.

Los (2.3) *Cálculos financieros* incluyen la modelización de la inversión, de la financiación y de los impuestos. En la inversión se hace el desglose de la partida de Inversión inicial y su distribución durante el periodo de construcción y se calcula su amortización a lo largo de su vida útil.

En Financiación se calculan los costos financieros durante la construcción y operación de la CNP a partir de las tasas definidas, los montos, duración de los periodos y de la estructura de capital (el porcentaje de fondos propios y de deuda) definida por el usuario en el (1) *Cuadro de Mando*.

Por último, en este sub apartado se modelan también los impuestos: impuestos sobre la renta, IVA en la inversión inicial e IVA en la operación.

El (2.4) Análisis de rentabilidad evalúa la sustentabilidad financiera del escenario base definido, calcula la TIR, el VAN y el *payback* del proyecto.

7.4. LCOE

El objetivo del apartado es calcular y analizar el costo nivelado de la electricidad (LCOE) del escenario base del proyecto. El LCOE representa el costo real por MWh incorporando la totalidad de los costos y la totalidad de la energía eléctrica producida durante el ciclo de vida. El apartado (3) LCOE consiste en tres sub apartados: (3.1) Cálculo de LCOE base, (3.2) Sensibilidad del LCOE y (3.3) Comparativa del LCOE.

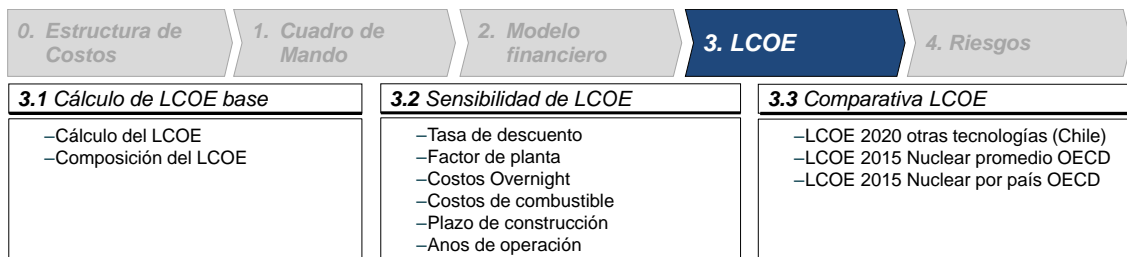


Figura 7-5. Sub apartados del LCOE

En el (3.1) Cálculo del LCOE base se plasman todos los costos de inversión, operación y desmantelamiento durante el ciclo de vida de la CNP y la totalidad de la energía eléctrica que se espera que el proyecto genere. Se calcula el VAN de ambos flujos a una tasa de descuento definida por el usuario y se calcula el LCOE base. Así mismo, se presenta la composición del LCOE, los porcentajes atribuibles a la inversión inicial, costos financieros, costos de operación fijos y variables, y desmantelamiento.

En el sub apartado (3.2) Sensibilidad del LCOE, se realiza una prueba de sensibilidad en la que el usuario especifica el porcentaje de cambio con respecto al valor inicial de las variables que componen el LCOE base y visualiza el cambio con respecto al inicial mediante un gráfico de tornado.

Por último, en el sub apartado (3.3) Comparativa de LCOE, se compara el valor de LCOE base contra costos estimados de otras tecnologías de generación en Chile para 2020 y costos de CNP en otros países de la OECD.

7.5. Riesgos

El objetivo del apartado es analizar los riesgos de eventos asociados a proyecto de esta naturaleza, para ello, se definen variables críticas para cada evento y escenarios, y se evalúa su impacto sobre la rentabilidad de la CNP. El apartado incorpora dos sub apartados: (4.1) Definición y clasificación de riesgos y (4.2) Matriz de Riesgos.



Figura 7-6. Sub apartados del Análisis de riesgos

Recordando que un riesgo se define como como el múltiplo de la probabilidad de ocurrencia de un evento por su impacto, en el sub apartado (4.1) Definición y clasificación, se especifican las probabilidades de ocurrencia de los eventos y la clasificación de impactos con respecto a la TIR calculada del escenario base.

La (4.2) Matriz de riesgos es una herramienta semi cuantitativa en la que se catalogan los eventos identificados, típicos de proyectos nucleares y de proyectos de inversión en Chile, conforme a su riesgo. En esta matriz, se despliegan los eventos identificados y el usuario define, como porcentaje, la variación de los factores clave asociados a cada evento y la probabilidad de ocurrencia. El modelo calcula los impactos de la modificación del factor clave sobre la rentabilidad (puntos 4.2.1 a 4.2.n) y genera una clasificación de riesgo para el evento.

7.6. Anexos del Modelo

Finalmente, el modelo incluirá un apartado de anexos, con información relevante para la modelación y justificación de hipótesis utilizadas.

Dado que un factor relevante para el cálculo de rentabilidad del proyecto es el precio de los servicios de suministro eléctrico y de potencia en el mercado eléctrico chileno, se presenta una estimación de costos a 2030 implementando la metodología de indexación de licitaciones de suministro del Precio de Nudo de Energía de Largo Plazo de la Comisión Nacional de Energía.

8. CONCLUSIONES

En esta primera fase del proyecto, se ha propuesto una estructura de base para el desarrollo del Modelo de costos para una central nuclear de potencia en Chile. Dicha estructura está definida en base a referencias internacionales sobre metodologías de evaluación de costos de instalaciones nucleares y a la disponibilidad de datos en el sector. Está pensada para poder dar

una estimación de costos ajustable según ciertos factores en esta fase preliminar de estudio de viabilidad del proyecto nuclear en Chile.

La estructura consta de tres (3) partidas principales, Inversión inicial, Vida operativa y Desmantelamiento que permiten cubrir todo el ciclo de vida de la central. A nivel de tipología de coste, quedan cubiertos desde gastos de diseño, compra de equipos y construcción hasta gastos por tasas, seguros e impuestos, pasando por gastos operativos variables y fijos como el combustible o el personal, costes financieros, etc...

Así mismo se ha planteado la metodología de desarrollo del modelo de costos que se entregará en formato Excel al final del proyecto. El modelo incluirá la estimación de costos para las tecnologías LWR, HWR y SMR de acuerdo con los datos de la industria y ajustados para el caso Chile de acuerdo con las características propias del país. También dispondrá de una serie de variables que permitirán definir las hipótesis avanzadas del análisis de los costos. Con estos datos, permitirá realizar un análisis del LCOE y de la sensibilidad del mismo frente a variaciones de los costos estimados o de otros parámetros. Finalmente incluirá también el módulo de evaluación de riesgos permitiendo tener así una valoración robusta de la viabilidad de un proyecto nuclear en Chile.

9. REFERENCIAS

1. **IDOM Nuclear Services.** *Servicios de consultoría para la realización del estudio: Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile - Oferta técnica.* 2017.
2. **The Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum.** GIF/EMWG/2007/004. *Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems.* 2007.
3. **IAEA.** Technical Report Series No. 275. *Bid Invitation Specifications for Nuclear Power Plants.* 1987.
4. —. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-3.7. *Managing Siting Activities for Nuclear Power Plants.* 2012.
5. —. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.7. *Project Management in Nuclear Power Construction: Guidelines and Experience.* 2012.

6. **WNA.** Small Nuclear Power Reactors. [En línea] 2017. <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>.
7. **NRC.** Backgrounder on Decommissioning Nuclear Power Plants . [En línea] 2015. <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/decommissioning.html>.
8. **IAEA.** Decommissioning of nuclear installations. [En línea] <https://www.iaea.org/topics/decommissioning>.
9. **Southern California EDISON.** NRC Public Meeting. *Post-Shutdown Decommissioning Activities Report*. 2014.

Informe Parcial 2: Estimación de costos y análisis de rentabilidad del
proyecto de implantación de una central nuclear en Chile

CCHEN

Diciembre 2017

20985 / IIT-003 v. 1

La impresión o copia de este documento convierte al mismo en una copia no controlada. La versión vigente se encuentra en la base de datos del Sistema de Gestión de IDOM en Lotus Notes

No se permite la reproducción total o parcial de este documento, ni su incorporación a un sistema informático, ni su transmisión en cualquier forma o por cualquier medio, sea éste electrónico, mecánico, por fotocopia, por grabación u otros métodos, sin el permiso previo y por escrito de . IDOM, CONSULTING, ENGINEERING ARCHITECTURE, S.A.U..

Copyright © 2017, IDOM CONSULTING, ENGINEERING ARCHITECTURE, S.A.U



CCHEN

Informe Parcial 2: Estimación de costos y análisis de rentabilidad del proyecto de implantación de una central nuclear en Chile

Redactado:	Revisado:	Aprobado:
<i>Firma</i>  P. Díaz	<i>Firma</i>  Carolina Labarta	<i>Firma</i> 
<i>Nombre</i> Pedro Díaz (PDB) Carlos Petersen (CPC) Diego González (DGC)	<i>Nombre</i> Carolina Labarta (CLC) Jose Maria Garcia Serrano (JMGS)	<i>Nombre</i> Carolina Labarta (CLC)
<i>Fecha</i> 12/12/2017	<i>Fecha</i> 13/12/2017	<i>Fecha</i> 13/12/2017

Área	Encargo	Informe	Versión	CD
NS	20985	IIT-003	1	07.04

En blanco intencionadamente

TABLA DE VERSIONES

La fecha coincidirá con la fecha de aprobación del documento

<i>Versión</i>	<i>Fecha</i>	<i>Objeto de la versión</i>
0	28/11/2017	Versión inicial
1	13/12/2017	Corregido de acuerdo a los comentarios de la CCHEN

MODIFICACIONES RESPECTO A LA VERSIÓN ANTERIOR

Cambios según acta de levantamiento de comentarios de CCHEN a informe v0

LISTA DE PENDIENTES

<i>No.</i>	<i>Apartado</i>	<i>Descripción</i>
N/A	N/A	N/A

ÍNDICE DE CONTENIDO

1.	ANTECEDENTES	13
2.	OBJETO.....	14
3.	ALCANCE	15
4.	NORMATIVA DE APLICACIÓN	17
5.	ESTIMACIÓN DE COSTOS DEL CICLO DE VIDA DE UNA CENTRAL NUCLEAR.....	18
5.1.	Inversión inicial	20
5.1.1.	Costos preliminares, de construcción, puesta en marcha	21
5.1.1.1.	Centrales tipo LWR.....	24
5.1.1.2.	Centrales tipo HWR	26
5.1.1.3.	Centrales tipo SMR.....	28
5.1.2.	Costos de interconexión	30
5.1.3.	Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos.....	32
5.1.4.	Costos de financiación	35
5.2.	Costos de la vida operativa	35
5.2.1.	Costos de operación.....	35
5.2.2.	Costos del ciclo de combustible	40
5.2.3.	Seguros, impuestos y tasas	44
5.2.3.1.	Impuestos y tasas	44
5.2.3.2.	Seguros.....	46
5.2.4.	Costos operativos de instalaciones para productos alternativos	48
5.2.5.	Costos de financiación en operación	50
5.3.	Costos de desmantelamiento	50
6.	FACTORES CON IMPACTO SOBRE EL COSTO DEL CICLO DE VIDA DE UNA CENTRAL NUCLEAR Y LA RENTABILIDAD DEL PROYECTO	55
6.1.	Factores propios de Chile.....	55
6.1.1.	Sismicidad	55
6.1.2.	Mano de obra local	59
6.1.3.	Participación de la industria local	60
6.1.4.	Localización de la central	63
6.1.5.	Precio de la electricidad y servicio de potencia.....	64
6.1.6.	Precio de venta de agua potable y vapor	66
6.2.	Factores propios del proyecto	67
6.2.1.	Tiempo de construcción y de operación.....	67
6.2.2.	Número de unidades	68
6.2.3.	Potencia del reactor por unidad.....	69

6.2.4. Tipo de ciclo de combustible	69
6.2.5. Tipo de desmantelamiento	72
6.2.6. Modelo de propiedad.....	74
6.2.7. Financiación.....	76
7. ESTUDIO DE VIABILIDAD DEL PROYECTO.....	78
7.1. Escenario base LWR	78
7.1.1. Datos de partida de escenario base LWR.....	78
7.1.2. Resultados escenario base LWR	80
7.1.3. Análisis de sensibilidad de escenario base LWR.....	81
7.2. Escenario base HWR.....	84
7.2.1. Datos de partida escenario base HWR	84
7.2.2. Resultados escenario base HWR.....	84
7.2.3. Análisis de sensibilidad escenario base HWR	85
7.3. Escenario base SMR	88
7.3.1. Datos de partida escenario base SMR.....	88
7.3.2. Resultados escenario base SMR	89
7.3.3. Análisis de sensibilidad escenario base SMR.....	90
7.4. Escenario propuesto por CCHEN.....	92
7.4.1. Datos de partida de escenario propuesto por CCHEN	92
7.4.2. Resultados de escenario propuesto por CCHEN.....	93
7.5. Escenario base LWR con otras aplicaciones	93
7.5.1. Datos de partida	93
7.5.2. Resultados.....	94
7.6. Análisis y observaciones adicionales	95
7.6.1. LCOE	95
7.6.2. Rentabilidad.....	96
8. CONCLUSIONES.....	99
9. REFERENCIAS	101
A1 ESTIMACIÓN DE COSTOS DE REFERENCIA PARA CADA UNA DE LAS TECNOLOGÍAS	106
A1.1 Estimación de costos para la tecnología LWR	107
A1.2 Estimación de costos para la tecnología HWR	109
A1.3 Estimación de costos para la tecnología SMR	111

LISTA DE TABLAS

Tabla 5-1. Escenario de referencia para la tecnología LWR	18
Tabla 5-2. Escenario de referencia para la tecnología HWR.....	18
Tabla 5-3. Escenario de referencia para la tecnología SMR	19
Tabla 5-4. Estructura de costos para el desarrollo del Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile.....	20
Tabla 5-5 Distribución de costos de una central nuclear (3).....	21
Tabla 5-6. Factores de escala y de múltiplos en la industria nuclear francesa (5).....	24
Tabla 5-7. Reparto de costos entre las sub-partidas de la construcción overnight para centrales de tecnología LWR.....	25
Tabla 5-8. Costos estimados de pre-construcción, construcción overnight y puesta en marcha para centrales de tecnología LWR	25
Tabla 5-9. Estimación de algunos costos de capital de reactores de tipo HWR en el mundo (11) (12) (13) (14)	26
Tabla 5-10. Costos estimados de pre-construcción, construcción overnight y puesta en marcha para centrales de tecnología HWR.....	28
Tabla 5-11. Costos estimados de pre-construcción, construcción overnight y puesta en marcha para centrales de tecnología SMR, NOAK, en un horizonte de 5 a 20 años	29
Tabla 5-12. Costo de línea de transmisión según estudio de Black&Veatch	30
Tabla 5-13. Costos estimados de interconexión para el escenario de referencia	32
Tabla 5-14. Costo desglosado de construcción de la alternativa de desalinización.....	33
Tabla 5-15. Costos de construcción de desalinización	33
Tabla 5-16. Costos de construcción de district heating	34
Tabla 5-17. Costos financieros como porcentaje del costo overnight en función del tiempo de construcción y del WACC (25).....	35
Tabla 5-18. Costos estimados de operación y mantenimiento de un LWR	37
Tabla 5-19. Costos estimados de operación y mantenimiento fijos y variables de un LWR	38
Tabla 5-20. Costos estimados de operación y mantenimiento fijos y variables de un HWR	39
Tabla 5-21. Costos estimados de operación y mantenimiento fijos y variables de un SMR comercial.....	40
Tabla 5-22. Costos estimados de front-end y back-end para centrales de tecnología LWR	42
Tabla 5-23 Costos estimados de ciclo de combustible para centrales de tecnología LWR .	42
Tabla 5-24. Costos estimados del ciclo de combustible para centrales de tecnología HWR	43
Tabla 5-25. Costos estimados del ciclo de combustible para centrales de tecnología SMR	44
Tabla 5-26. Costos estimados de Seguros	48
Tabla 5-27. Costos operativos de instalaciones para productos alternativos: desalinización	49

Tabla 5-28. Estimación de costos para la partida de desmantelamiento con tecnología DECON para los escenarios de referencia de LWR y HWR	53
Tabla 5-29. Estimación de costos para la partida de desmantelamiento con tecnología DECON para el escenario de referencia SMR	54
Tabla 6-1. Porcentaje de sobrecosto por factor sismicidad	58
Tabla 6-2. Sobrecosto por factor sismicidad para LWR	58
Tabla 6-3. Estimación del porcentaje de mano de obra local para los escenarios de estudio.	60
Tabla 6-4 Comparativa de costos de mano de obra entre Chile y el promedio de la OECD	60
Tabla 6-5 Valores porcentuales del salario promedio en Chile con respecto al promedio de la OECD.....	60
Tabla 6-6. Estimación del porcentaje de participación de la industria local para los escenarios de estudio.	62
Tabla 6-7 Estimación de factor de ajuste de costos por participación de empresas nacionales y uso de materiales locales	63
Tabla 6-8. Precio del agua potable en Regiones de Chile.....	67
Tabla 6-9 Benchmark de precios de venta de vapor	67
Tabla 6-10. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR.....	68
Tabla 6-11. Factor de escala por número de unidades para los costos de operación	68
Tabla 6-12. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR.....	69
Tabla 6-13. Factor de escala por potencia.....	69
Tabla 6-14. Estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para centrales de tecnología LWR	71
Tabla 6-15. Estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para centrales de tecnología SMR	71
Tabla 6-16. Porcentajes de aumento y disminución de los costos de las partidas de desmantelamiento considerando las diferencias entre tecnología SAFSTOR y DECON	73
Tabla 6-17. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en los escenarios de referencia de LWR y HWR	73
Tabla 6-18. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en el escenario de referencia de SMR	74
Tabla 6-19 Características del modelo de propiedad	75
Tabla 6-20 Valores de Beta.....	75
Tabla 6-21 Comparativa de Costos Fondos Propios Privados	76
Tabla 7-1. Datos de partida para el escenario base LWR	80
Tabla 7-2. Resultados del escenario base LWR.....	80
Tabla 7-3 Sensibilidad al precio de la electricidad y periodo de construcción.....	82
Tabla 7-4 Sensibilidad a la participación pública y al factor de planta.....	82
Tabla 7-5 Sensibilidad del LCOE a un 10% de variación	83
Tabla 7-6. Datos de partida del escenario HWR.....	84

Tabla 7-7 Resultados del escenario base HWR	85
Tabla 7-8. Sensibilidad del precio de la electricidad y precio de la construcción para el escenario HWR.....	86
Tabla 7-9. Sensibilidad a la participación pública y al factor de planta del escenario HWR	87
Tabla 7-10. Sensibilidad sobre el LCOE del escenario HWR.....	87
Tabla 7-11 Sensibilidad del LCOE a un 10% de variación	88
Tabla 7-12. Datos de partida del escenario base SMR	88
Tabla 7-13. Resultados del escenario base SMR.....	89
Tabla 7-14. Sensibilidad del precio de la electricidad y precio de la construcción para el escenario SMR	90
Tabla 7-15. Sensibilidad a la participación pública y al factor de planta del escenario SMR	91
Tabla 7-16. Sensibilidad sobre la LCOE del escenario base SMR.....	91
Tabla 7-17 Sensibilidad del LCOE a un 10% de variación	92
Tabla 7-18. Datos de partida del escenario base sugerido por la CCHEN	92
Tabla 7-19. Resultados del escenario propuesto por la CCHEN.....	93
Tabla 7-20 Otras aplicaciones evaluadas	94
Tabla 7-21. Comparación de los resultados con productos alternativos para el escenario LWR	94
Tabla 7-22. Precio de venta necesario para que el proyecto de CNP sea rentable en función del porcentaje de participación pública en el proyecto.....	98

LISTA DE FIGURAS

Figura 3-1. Fases y actividades de la metodología utilizada	15
Figura 5-1 Distribución de los costos de capital LWR/HWR de los reactores construidos y estimados en los últimos 15 años.....	23
Figura 5-2. Costos de operación y mantenimiento e inversiones recogidos de las referencias consultadas	37
Figura 5-3. Costos del ciclo de combustible presentados en las referencias consultadas ..	41
Figura 5-4. Costos operativos de desalinización para Ósmosis inversa (arriba) y Destilación (abajo).....	49
Figura 5-5. Estimaciones de costos de desmantelamiento incluidas en el documento Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies, and Costs. Fuente: (43).....	51
Figura 6-1. Factor de conversión para el IPC y para el PPA	62
Figura 6-2. Mercado eléctrico Chileno	64
Figura 6-3. PMM mensuales del periodo 2007-2017	65
Figura 6-4. Metodología de indexación de licitaciones de suministro del Precio de Nudo de Energía a Largo Plazo de la Comisión Nacional de energía.....	66

Figura 6-5. Comparación de estimaciones de costos de back-end de diversas referencias	70
Figura 6-6. Estructura de financiamiento y WACC	76
Figura 6-7. Cálculo del Costo Medio Ponderado de Capital (WACC)	77
Figura 7-1 Comparativa de LCOE a tasa de 7% para escenario LWR.....	81
Figura 7-2 Gráfico de tornado de la sensibilidad del LCOE a un 10% de variación.....	83
Figura 7-3 Comparativa de LCOE a tasa de 7% para escenario HWR	85
Figura 7-4. Comparativa de LCOE a tasa de 7% para escenario SMR.....	89
Figura 7-5. LCOE de una planta nuclear en Chile comparado con referencias internacionales	95
Figura 7-6. LCOE en función del número de unidades.....	96
Figura 7-7. TIR del proyecto contra WACC para distintos escenarios del modelo de propiedad y distintos precios de venta de la electricidad	97
Figura 7-8. TIR del inversionista contra Ke para distintos escenarios del modelo de propiedad y distintos precios de venta de la electricidad	97

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS Y SIGLAS

AECL	<i>Atomic Energy of Canada Limited</i>
APP	Asociación Público Privada
CAREM	Central Argentina de Elementos Modulares
CAPM	<i>Capital Asset Pricing Model</i>
CNP	Central Nuclear de Potencia
CCHEN	Comisión Chilena de Energía Nuclear
DECON	<i>Immediate dismantling & decommissioning</i> (Desmantelamiento Inmediato)
DEEP	<i>Desalination Economic Evaluation Plan</i>
DOE	<i>Department of Energy</i>
EDF	<i>Électricité de France</i>
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
FOAK	<i>First of a kind</i> (el primero de su tipo)
HWR	<i>Heavy Water Reactor</i> (reactor de agua pesada)
IAEA	International Atomic Energy Agency (<i>Organismo Internacional de la Energía Atómica, OIEA</i>)
IPC	Índice de Precios del Consumidor
ISDC	<i>International Structure for Decommissioning Costing</i>

LCOE	<i>Levelized Cost of Electricity</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i> (reactor de agua ligera)
MIT	<i>Massachusetts Institute of Technology</i>
MOX	Mixed OXide Fuel
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NPCIL	<i>Nuclear Power Corporation of India</i>
NOAK	<i>Nth of a kind</i> (el número n de su tipo).
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NSSS	Nuclear Steam Supply System (<i>Sistema de vapor nuclear</i>)
OCDE	Organización para la Cooperación y Desarrollo Económicos
OPG	<i>Ontario Power Generation</i>
O&M	<i>Operation & Maintenance</i> (operación y mantenimiento)
PMM	Precio Medio del Mercado
PNELP	Precio de Nudo de Energía de Largo Plazo
PNP	Plan Nuclear de Potencia
PPA	Paridad del Poder Adquisitivo
PWR	<i>Pressurised Water Reactor</i> (Reactor de Agua a Presión)
SAFSTOR	<i>Safe Storage</i> (Almacenamiento seguro / Desmantelamiento diferido)
SIC	Sistemas Interconectados Central
SII	Sistema de Impuestos Internos
SING	Sistemas Interconectados Norte Grande
SMR	<i>Small Modular Reactor</i> (reactor modular de baja potencia)
TIR	Tasa Interna de Retorno
VAN	Valor Actual Neto
WACC	<i>Weighted Average Cost of Capital</i>
WNA	<i>World Nuclear Association</i>

1. ANTECEDENTES

Desde su creación en 1965, la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) tiene como misión investigar, desarrollar y controlar las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, generando valor y bien público, y asegurando la protección del medioambiente y la seguridad de las personas. Entre todas las posibles aplicaciones, destaca la de generación de energía eléctrica; la posibilidad de un Plan Nuclear de Potencia (PNP) lleva varios años en discusión y evaluación en Chile.

Así pues, la CCHEN, en su calidad de organismo asesor del estado en materias relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, ha recibido el mandato de liderar el desarrollo de los estudios requeridos para que, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional, la energía nuclear de potencia pueda ser considerada dentro de las opciones a evaluar para la matriz energética nacional.

Dentro de los temas relevantes a ser considerados, se encuentra el poder determinar la competitividad que la energía nuclear tendría ante otras tecnologías de generación existentes en la matriz energética, tanto en términos operacionales, como económicos y financieros. Se busca en definitiva evidenciar los desafíos desde la mirada técnico-económica, para dar cumplimiento entre otros, a las políticas establecidas en Energía 2050 y hacerse cargo de los distintos desafíos que enfrenta el sector energético considerando los cambios actuales y futuros que atravesará el sector.

En este contexto, la CCHEN ha contratado a IDOM, mediante la licitación con referencia 872-115-LP17 “Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile”, un servicio de asesoría para la estimación de los costos que tendría un proyecto de generación nucleoelectrica en el país, evaluando tecnologías, así como sus riesgos financieros y factores críticos a lo largo del ciclo de vida de la central. En el documento de oferta técnica (1) ha quedado definido que las tecnologías a evaluar son las de Light Water Reactor (LWR), Heavy Water Reactor (HWR), y Small Modular Reactor (SMR).

2. OBJETO

El presente documento corresponde al Informe Parcial 2 indicado en el documento de oferta técnica (1). El objeto del informe es presentar el desarrollo del modelo de costos, incluyendo una estimación de los costos e ingresos de la implementación de una central nuclear en Chile y determinando con ello la rentabilidad del proyecto. Junto a este informe se entrega una versión preliminar del Modelo de Costos desarrollado en Excel y que permite modificar las estimaciones y parámetros que se desee con el fin de ajustar el estudio de costos y de rentabilidad a nuevos datos de entrada y condiciones del programa de implementación de una central nuclear.

3. ALCANCE

La metodología utilizada para el desarrollo del proyecto de “Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile” se divide en 4 fases, tal y como muestra la Figura 3-1.

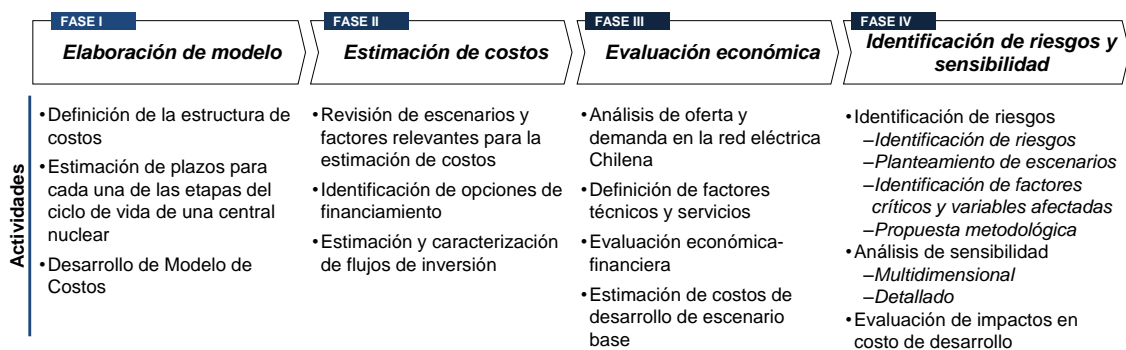


Figura 3-1. Fases y actividades de la metodología utilizada

El contenido del presente documento abarca la realización de las actividades de la Fase II y la Fase III. Concretamente, los trabajos realizados al respecto de cada una de estas actividades en el marco del presente documento son:

- Revisión de escenarios y factores relevantes para la estimación de costos: se identifican los escenarios y factores que puedan afectar en la valoración de las distintas partidas de la estructura de costos. Se definen escenarios de referencia para cada una de las tecnologías que abarca el estudio.
- Estimación y caracterización de flujos de inversión: se estiman los rangos de costos esperados para las distintas partidas dentro de la estructura de costos (2) y se distribuyen temporalmente para así poder caracterizar los flujos de inversión a lo largo del proyecto.
- Estimación de costos de desarrollo de escenario base: se cuantifica el costo de capital total del proyecto en US\$/MW y el costo nivelado de la energía (*Levelized Cost Of Energy* (LCOE)) en US\$/MWh para las variables seleccionadas.
- Evaluación económica-financiera: partiendo de los escenarios propuestos e hipótesis iniciales, se lleva a cabo la evaluación económica-financiera de la implementación de una central nuclear de potencia (CNP) considerando todos los flujos de caja necesarios para calcular la rentabilidad financiera del proyecto reflejada por la Tasa Interna de Retorno (TIR) y el Valor Actual Neto (VAN).

El Modelo contempla únicamente los costos de implementación de una central nuclear a lo largo de todo su ciclo de vida. No incluye costos de desarrollo de infraestructura nuclear paralela como regulador, legislación y normativa pese a que será una actividad que Chile deberá realizar para establecer las condiciones necesarias para un plan nuclear de potencia.

Estos trabajos se han llevado a cabo abarcando tres tipos de tecnologías: LWR, HWR y SMR, teniendo en cuenta la información incluida en el Informe Parcial 1 (2), y en base principalmente a una revisión detallada de documentación internacional que incluye estudios e informes de gobiernos, universidades, entidades de investigación, organismos y otras instituciones de reconocido prestigio como la *International Atomic Energy Agency* (IAEA), la *Nuclear Energy Agency* (NEA), la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos (OCDE) o el *Electric Power Research Institute* (EPRI).

Asimismo, IDOM ha analizado documentación de diferentes tecnólogos y explotadores de centrales nucleares, y ha contactado con algunos de éstos de los que ha recibido información específica si bien confidencial.

Igualmente, IDOM ha sido asesorado por expertos internacionales del sector nuclear quienes han aportado su experiencia y conocimiento en las áreas en las que son especialistas además de realizar una revisión general del enfoque y las estimaciones en los distintos escenarios.

En general las estimaciones y rangos identificados según la estrategia *Top-Down* son los que se consideran razonables para el desarrollo del Plan Nuclear de Potencia en el contexto chileno en base a los datos recopilados, las fuentes consultadas y la experiencia nuclear de IDOM. Dado el estado de definición actual del PNP en el cual todavía no se ha seleccionado una tecnología, un tecnólogo o vendedor, ni su localización y en el que por lo tanto no hay detalles a nivel de diseño, los valores se presentan dentro de un rango amplio. En este contexto, la OIEA considera que las estimaciones en esta fase preliminar de evaluación de la implementación de un plan nuclear de potencia deben darse con un rango de entre -30% y +50%, si bien IDOM, para algunos casos, se ha ajustado dicha horquilla de acuerdo con las incertidumbres existentes. Así pues, los valores presentados deben entenderse como valores orientativos de acuerdo con las justificaciones presentadas en cada apartado.

El Modelo de Costos desarrollado incluye inicialmente las estimaciones y características definidas por IDOM aunque permitirá al usuario su completa modificación y adaptación retroalimentándose de futuras informaciones y datos que la CCHEN pueda ir adquiriendo y definiendo según progrese y se desarrolle el PNP en el país.

4. NORMATIVA DE APLICACIÓN

No aplica normativa.

5. ESTIMACIÓN DE COSTOS DEL CICLO DE VIDA DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Los costos del ciclo de vida de una central nuclear, así como la rentabilidad de su implementación y operación, dependen de un gran número de factores. Por ello, es necesario realizar una estimación de costos inicial en base a un escenario representativo y a continuación aplicarle los ajustes necesarios según las características del caso que se desee analizar.

Los escenarios de referencia para los cuales se presenta a continuación una estimación de costos son los siguientes:

LWR	
Período de construcción (años)	6
Unidades por emplazamiento	2
Potencia media por reactor (MWe)	1200
Tecnología de desmantelamiento	DECON
Ciclo de combustible	Abierto
Factor de planta (%)	90
Terremoto de parada segura	0,3g

Tabla 5-1. Escenario de referencia para la tecnología LWR

HWR	
Período de construcción (años)	6
Unidades por emplazamiento	2
Potencia media por reactor (MWe)	1200
Tecnología de desmantelamiento	DECON
Ciclo de combustible	Abierto
Factor de planta (%)	90
Terremoto de parada segura	0,3g

Tabla 5-2. Escenario de referencia para la tecnología HWR

SMR	
Período de construcción (años)	4
Tipo de tecnología	PWR
Estado de desarrollo	NOAK
Unidades por emplazamiento	4
Potencia media por reactor (MWe)	100
Tecnología de desmantelamiento	DECON
Ciclo de combustible	Abierto
Factor de planta (%)	95
Terremoto de parada segura	0,3g

Tabla 5-3. Escenario de referencia para la tecnología SMR

Los costos, para cada uno de los escenarios de referencia definidos más arriba, se estiman de acuerdo con las partidas de la estructura de costos presentada en el Informe Parcial 1 (2), véase la Tabla 5-4.

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida
10			Inversión inicial
	11		Pre-construcción
	12		Construcción Overnight
		121	<i>Mano de obra</i>
		122	<i>Materiales de construcción</i>
		123	<i>Equipos del sistema nuclear</i>
		124	<i>Equipos eléctricos y de generación</i>
		125	<i>Equipos de instrumentación y control</i>
		126	<i>Equipos mecánicos</i>
		127	<i>Ingeniería y Project management</i>
		128	<i>Contingencias</i>
	13		Puesta en marcha
	14		Costos de interconexión con la red eléctrica
	15		Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos
	16		Costos financieros
20			Costos de la vida operativa
	21		Costos de operación
		211	<i>Personal</i>

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida
		212	<i>Contratos de O&M</i>
		213	<i>Materiales, suministros, consumibles e insumos</i>
		214	<i>Inversiones</i>
	22		Costos del ciclo de combustible
		221	<i>Minería y conversión</i>
		222	<i>Enriquecimiento</i>
		223	<i>Fabricación</i>
		224	<i>Back-end</i>
	23		Impuestos y tasas
		231	<i>Seguros</i>
		232	<i>Tasas variables de operación</i>
		233	<i>Tributos fijos</i>
		234	<i>Impuestos sobre el beneficio</i>
	24		Costos financieros
	25		Costos de generación de instalaciones para productos alternativos
30			Desmantelamiento
	31		Mano de obra
	32		Equipamiento
	33		Disposición
	34		Otros

Tabla 5-4. Estructura de costos para el desarrollo del Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile

La estimación de costos se presenta en forma de rangos de valores con el propósito de transmitir la incertidumbre asociada al valor dado para cada partida y reflejar la variabilidad de costos existente entre las diferentes opciones de una misma tecnología. A continuación, se justifican las estimaciones realizadas para el estudio. El Anexo I recoge la estimación de costos de cada una de las partidas de la estructura para las tres tecnologías seleccionadas.

Salvo que se indique específicamente los datos indicados en el presente documento se reflejan en Dólares USD de 2016.

5.1. Inversión inicial

La energía nuclear se considera una tecnología intensiva en capital comparado a otras fuentes de producción debido a que los costos de capital representan la mayor partida para la

implantación de una nueva central. De hecho, al menos un 60% del presupuesto de una planta de generación nuclear corresponde a los costos de capital.

	OTA (1993)	DOE (2005)	MacKerron et al. (2006)	Gallanti & Parozzi (2006)	Locatelli & Mancini (2010)
Inversión Inicial	62%	71,9%	60-75%	68%	59%
O&M	12%	11,19%	5-10%	13%	24%
Combustible	26%	16,91%	8-15%	15%	13%
Desmantelamiento	0%	0%	1-5%	4%	5%

Tabla 5-5 Distribución de costos de una central nuclear (3)

Tal y como está recogido en la estructura de costos en la Tabla 5-4 y como se explicó en el informe 1 (2) se ha dividido la inversión inicial en costos de 11 – Pre-construcción, 12 – Construcción overnight, 13 – Puesta en marcha, 14 – Costos de interconexión con la red eléctrica y 15 – Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos y 16 – Costos financieros. El desglose de la estimación de los mismos se detalla a continuación:

5.1.1. Costos preliminares, de construcción, puesta en marcha

Los datos históricos recopilados y fuentes consultadas reflejan una amplia dispersión de los costos de capital necesarios para implantar una nueva central nuclear la cual depende de diversos factores como la tecnología, potencia, número de unidades en el emplazamiento, estrategia de contratación del proyecto, tiempo de construcción y retrasos, requisitos regulatorios, estrategias de gobiernos, contexto socio-económico, etc.

Dichos factores han tenido una gran influencia en la evolución histórica de los costos de construcción. Por ejemplo, el accidente de Three Mile Island en Estados Unidos elevó el promedio de costos de construcción overnight que oscilaban entre los 1.000 y los 2.200 \$/kWe hasta un máximo superior de 12.000 \$/kWe para reactores que estaban en construcción cuando tuvo lugar el accidente ya que en general los periodos de construcción se alargaron por motivos principalmente regulatorios. (4)

Por otro lado, la IAEA establecía que a 31/12/2016 había en el mundo los siguientes reactores en construcción:

- 55 reactores LWR en construcción (51 de tipo agua a presión PWR, y 4 reactores tipo BWR en Japón y Taiwan (aunque paralizados)).
- 4 reactores de tipo agua pesada (HWR) desarrollados con tecnología local en India.

En cuanto a SMR¹ según la IAEA a la fecha citada no existían reactores construidos con los conceptos innovadores de la tecnología SMR por lo que los datos analizados han sido tanto los datos estimados para la construcción de los prototipos (*First of a kind*, FOAK) como las expectativas de los fabricantes una vez el modelo esté suficientemente desarrollado e implantado comercialmente en varias localizaciones (*Nth of a kind*, NOAK) considerando esta situación viable en un horizonte de al menos 5 hasta 20 años.

En consecuencia, en este estudio se ha llevado a cabo un análisis exhaustivo de las tecnologías y modelos de centrales que han entrado en operación, han comenzado su construcción y están

¹ Los reactores de agua ligera son reactores refrigerados y moderados por agua convencional (H₂O) que pueden ser, esencialmente, de tipo PWR o BWR. Los diseños comerciales más implantados son los reactores de agua a presión (PWR) que en su circuito primario están presurizados para evitar la ebullición del agua en el circuito refrigerado. A fecha de 2016, según la IAEA este tipo de reactor representaba el 64% de todos los reactores de potencia en operación en el mundo. Los reactores de agua en ebullición (BWR) son reactores que permiten la ebullición del agua en su circuito primario por lo que trabajan a presiones inferiores.

Los reactores Heavy Water Reactor (HWR) se refrigeran y moderan con agua pesada (D₂O, molécula con dos átomos de deuterio y uno de oxígeno). Su economía neutrónica es más favorable que en los diseños LWR, por lo que no requieren enriquecimiento. Esta tecnología representa en torno al 10% de la potencia instalada en el mundo.

Los Small Modular Reactors (SMR) son reactores innovadores de Generación III+ o Generación IV, de menos de 300MWe de potencia eléctrica. Están en construcción (prototipo) o en fase de diseño. Esta denominación abarca un grupo heterogéneo de reactores que comparte algunas características: potencia, modularidad, simplicidad de construcción, reducción de estructuras y sistemas, seguridad pasiva e intrínseca, etc.

Estos reactores pueden ser de tipo PWR (es decir LWR) con algunos diseños integrales donde en la misma vasija se incluyen todos los componentes del sistema primario de un PWR de Gen II. También existen diseños totalmente innovadores de Generación IV.

A 2016, de los 4 prototipos en construcción 3 eran PWR (dos de ellos centrales flotantes) y uno era un reactor de alta temperatura.

Ver sección 5.1.1.3 para más detalle.

planeados en los últimos 15 años. De los datos de costo analizados en múltiples estudios genéricos, particulares, publicaciones en prensa y revisión de otra información públicamente disponible en la web así como opinión de expertos, se extrae la siguiente distribución (indicando en el eje de abscisas los costes de capital aproximados de los diferentes proyectos, mientras que el eje de coordenadas recoge con qué probabilidad se ha dado ese coste de entre los casos analizados):

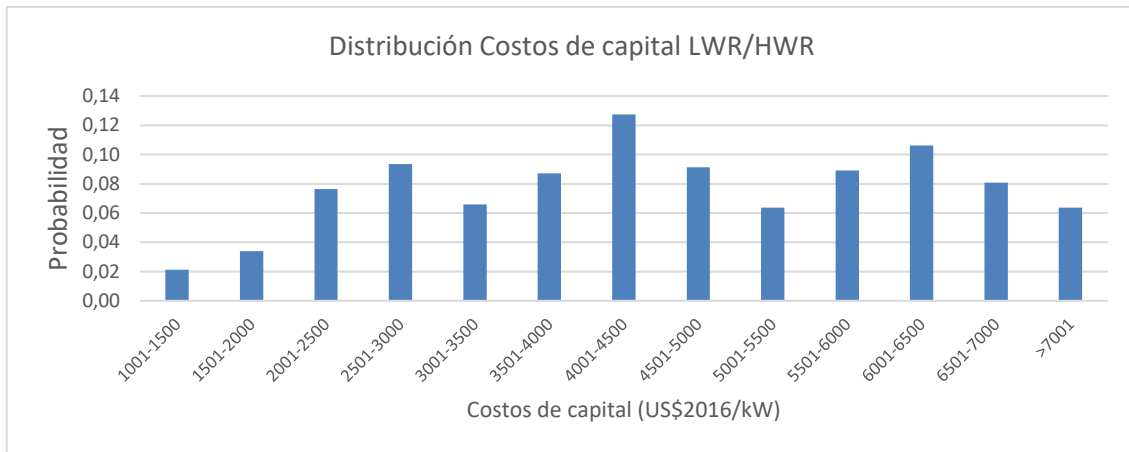


Figura 5-1 Distribución de los costos de capital LWR/HWR de los reactores construidos y estimados en los últimos 15 años

Del análisis de los datos se pueden extraer las siguientes conclusiones respecto a los picos de la distribución:

- Los proyectos de Generación II llevados a cabo en Asia en las dos últimas décadas tienen unos costos de capital actualizado aproximado de 2.500 \$/kWe.

No parece haber una tendencia que contemple seguir comercializando reactores de GII, salvo casos particulares entre los que se incluyen en los que la construcción ha estado detenida durante un largo periodo de tiempo por circunstancias económicas o sociopolíticas.

- Los proyectos de Generación III/III+ en emplazamientos planificados con varias unidades (en general 2 o 4) previstos o en construcción en Asia, Oriente Medio y el Norte de África los cuáles tienen un costo en el entorno de los 4.000-5.000 \$/kWe. Esta cifra puede llegar a ser algo inferior para el caso particular de China donde hay varios proyectos en curso de centrales de Gen III+.
- Los proyectos de Generación III/III+ en emplazamientos planificados con una o varias unidades (en general 2) previstos o en construcción en Europa y América del Norte

tienen un costo actualizado aproximado superior a los del Asia y MENA, de unos 6.000 \$/kWe o mayor.

Considerando que un Plan Nuclear de Potencia en Chile podría materializar la primera central nuclear en el país en un horizonte de 10 a 20 años, son los reactores de Generación III/III+ y SMR desarrollados y construidos a partir de la década de los 2000, diseños que están siendo comercializados en la actualidad o que se encuentran en fase de diseño avanzado, los que con mayor probabilidad serán las tecnologías y modelos que podrían implantarse.

En este contexto se considera la hipótesis de que el proyecto a desarrollar en Chile, en línea con los datos recopilados y fuentes consultadas, se ubicará en el rango de los proyectos nucleares que están en desarrollo en los países de Oriente Medio y el Norte de África, como se ha indicado con un costo en el entorno de los 4.000-5.000 \$/kWe.

Para el estudio realizado se ha incluido además un análisis de cómo afectan los factores de múltiplos (varias unidades en un mismo emplazamiento) y de escala en el proyecto (ver detalle en los apartados 6.2.2 y 6.2.3). Dicho análisis va en línea de las conclusiones obtenidas por la industria dónde las sucesivas unidades en un emplazamiento se benefician de los recursos, servicios y lecciones aprendidas de las primeras, efecto que es más beneficioso cuanto mayor es la potencia de la central.

Costo capital relativo	300MWe	650MWe	1000MWe	1350MWe
1 unidad	100	67	55	48
2 unidades	79	55	46	41

Tabla 5-6. Factores de escala y de múltiplos en la industria nuclear francesa (5)

5.1.1.1. Centrales tipo LWR

De los datos recogidos y analizados, fuentes consultadas y revisión de los expertos se ha concluido que una futura Central Nuclear de Potencia en Chile de Generación III+, LWR, de 1.200MW de potencia, con dos unidades previstas en el mismo emplazamiento (ver escenario de referencia en la Tabla 5-1) podría tener un coste overnight (incluyendo pre-construcción y puesta en marcha) aproximado de 4.770 \$/kWe. De acuerdo con los repartos analizados en distintas referencias, se puede considerar que la pre-construcción y la puesta en marcha representan, cada uno, entorno a un 4 o 5% y que la distribución dentro de la propia construcción overnight es la siguiente:

Partida	Repartición (%)
12: Construcción Overnight (costos fijos, \$/kWe)	100
121: Mano de obra	25
122: Materiales de construcción	12
123: Equipos del sistema nuclear	13
124: Equipos eléctricos y de generación	12
125: Equipos de instrumentación y control	8
126: Equipos mecánicos	17
127: Ingeniería y Project management	12
128: Contingencias	

Tabla 5-7. Reparto de costos entre las sub-partidas de la construcción overnight para centrales de tecnología LWR

Con estas distribuciones se tendría los siguientes costos aproximados:

LWR		
Partida	Valor promedio	Repartición (%)
11: Pre-construcción (costos fijos por planta, M\$)	262	100
12: Construcción Overnight (costos fijos, \$/kWe)	4.311,5	100
121: Mano de obra	1.097	25
122: Materiales de construcción	515,1	12
123: Equipos del sistema nuclear	572,3	13
124: Equipos eléctricos y de generación	534,2	12
125: Equipos de instrumentación y control	352,9	8
126: Equipos mecánicos	715,4	17
127: Ingeniería y Project management	524,6	12
128: Contingencias		
13: Puesta en marcha (costos fijos, \$/kWe)	228,9	100

Tabla 5-8. Costos estimados de pre-construcción, construcción overnight y puesta en marcha para centrales de tecnología LWR

Se establece un rango del - 20% / + 30% alrededor del valor promedio para tener en cuenta las incertidumbres asociadas a los diferentes tipos de tecnologías y otros factores para el escenario

base, siendo los datos proporcionados coherentes con los referenciados por la industria (5) (6) (7) (8) (9) (10).

Como quedó indicado en el Informe 1, los costos de Pre-construcción incluyen los costos asociados a los estudios previos a la construcción: estudios de viabilidad, estudios de emplazamiento, selección de tecnología y licenciamiento y obtención de permisos. Esta partida se ha fijado por emplazamiento o planta teniendo en cuenta que el grueso de los trabajos a realizar en esta fase son, en gran medida, independientes del tipo de tecnología, número de reactores y potencia en base a los datos recogidos y a las fuentes consultadas. De acuerdo con la valoración de los expertos y sabiendo que es entorno a un 5% del coste overnight, el valor de la partida de pre-construcción se fija en 262 M€. Cabe destacar que estos costes pueden ser muy variables según los estudios con lo que ya se disponga, la profundidad con la que se realicen o los propios requisitos que regulador defina para el licenciamiento.

El reparto entre las distintas partidas de equipos, construcción, y mano de obra se ha realizado en base a las referencias de la industria (9), aunque puede presentar variabilidad. En esta partida 12 no se han considerado incluir las Contingencias, no obstante, el usuario del modelo podrá, en su caso, asignar una partida de Contingencias como porcentaje de Costo de Construcción Overnight que conllevará costos financieros asociados contemplados en el modelo.

5.1.1.2. Centrales tipo HWR

Como se ha indicado previamente, según la IAEA a finales de 2016 sólo existían cuatro reactores de agua pesada en construcción en el mundo, concretamente en India desarrollados por la Nuclear Power Corporation of India (NPCIL) con tecnología local y 630MWe de potencia.

Asimismo, y según la IAEA en el siglo XXI sólo 13 reactores (el último en 2011) de este tipo de tecnología han entrado en operación en el mundo: 2 en China con tecnología canadiense (CANDU-6, 677MWe), 10 en India con tecnología local (NPCIL, de 202 y 490 MWe) y uno en Rumanía de tecnología canadiense (CANDU-6, 650 MWe) cuya construcción comenzó en 1983.

Diseño, País	Valor Estimado CAPEX	Notas
ACR-1000 (AECL), Canadá	10.500 M\$	Oferta desestimada
CANDU-6 (desarrollado China), Argentina	7.800 M\$	Planificado
CANDU-6 (desarrollado China), China	2 700 M\$	En operación
PHWR-700 (NPCIL), India	1.300 M\$	En construcción

Tabla 5-9. Estimación de algunos costos de capital de reactores de tipo HWR en el mundo (11) (12) (13) (14)

Debido a la gran dispersión de los pocos datos disponibles, no se considera ninguno de los citados casos como representativo para la estimación de una futura CNP en Chile de tipo HWR.

En consonancia con las fuentes y expertos consultados, se estima que, si bien entre LWR y HWR existen algunas diferencias entre el tipo de tecnología, sistemas, número y tamaño de componentes principales, estas diferencias a gran escala se compensan y por lo tanto las estimaciones se consideran comparables. A modo de ejemplo para una potencia similar la vasija de un LWR tiene por regla general un menor volumen comparado a la calandria de un HWR, sin embargo, si tenemos en cuenta los sistemas auxiliares asociados al primario de los LWR éstos tienden a igualarse.

Por el contrario, en lo que respecta a inversión inicial sí que existirá una diferencia significativa en la partida de puesta en marcha en la que hay que repercutir el costo de la primera carga de agua pesada. Por consiguiente, éste se considera.

En conclusión, se estiman válidos para el escenario HWR los datos de referencia de una central LWR recogidos en la tabla anterior aumentando la partida de puesta en marcha para aplicar el costo adicional en la construcción que supone la primera carga de agua pesada.

Debido a las consideraciones indicadas, principalmente ausencia de una muestra significativa con las hipótesis formuladas, se establece un rango del - 30% / + 40% alrededor del valor promedio en el que se incluyen las incertidumbres asociadas a los diferentes tipos de tecnologías y otros factores para el escenario base.

Se realiza el supuesto de que Chile no tiene capacidad de producción de agua pesada y la importa en su totalidad. Igualmente se considera que son necesarios entre 600 y 750 kg de agua pesada por MWe, con un costo aproximado de entre 650 y 900 \$/kg. (15) (16)

HWR		
Partida	Valor promedio	Repartición (%)
11: Pre-construcción (costos fijos por planta, M\$)	262	100
12: Construcción Overnight (costos fijos, \$/kWe)	4.311,5	100
121: Mano de obra	1.097	25
122: Materiales de construcción	515,1	12
123: Equipos del sistema nuclear	572,3	13
124: Equipos eléctricos y de generación	534,2	12

HWR		
Partida	Valor promedio	Repartición (%)
125: Equipos de instrumentación y control	352,9	8
126: Equipos mecánicos	715,4	17
127: Ingeniería y Project management	524,6	12
128: Contingencias		
13: Puesta en marcha (costos fijos, \$/kWe)	716,4	100

Tabla 5-10. Costos estimados de pre-construcción, construcción overnight y puesta en marcha para centrales de tecnología HWR

5.1.1.3. Centrales tipo SMR

Los innovadores reactores tipo SMR incluyen entre otros, mejoras sustanciales en cuanto a seguridad, reducción de estructuras, sistemas y componentes, mayor flexibilidad de operación, homogeneización de paradas de recarga y actividades de mantenimiento, así como los beneficios propios de la construcción modular.

La implantación comercial de este tipo de reactores respecto a reactores de grandes potencias sólo será viable cuando concurren los siguientes factores (17):

- Factor de economía de los múltiplos en el emplazamiento
- Factor de aprendizaje en la cadena de suministro y el emplazamiento
- Factor de diseño
- Factor de modularización

En caso de que se den estas ventajas competitivas de manera simultánea, la NEA (18) estima que a futuro los costos de capital para SMR podrían llegar a ser comparativamente inferiores a los reactores de mayores potencias.

Tal y como se ha descrito anteriormente, la IAEA no identificaba a fecha de finales de 2016 ningún reactor en operación de tecnología SMR, si bien sí que existían algunos prototipos en construcción como el KLT40S en Rusia, el ACPR50S y el HTR-PM en China o el CAREM-25 en Argentina.

Los datos económicos existentes de este tipo de reactores son principalmente los estimados para la construcción del prototipo (*First of a kind*, FOAK) así como las expectativas de los

fabricantes una vez el modelo esté suficientemente desarrollado e implantado comercialmente en varias localizaciones (*Nth of a kind*, NOAK). Así por ejemplo para el prototipo de reactor SMART en fase de diseño avanzado por KAERI en Corea del Sur se estima que los costos de Construcción Overnight del primer prototipo podrían alcanzar hasta los 10.000 \$/kWe, en esta línea, en el caso de la construcción del prototipo ACPR50S de la central flotante en China su costo podría alcanzar hasta los 8.000 \$/kWe.

De esta manera, considerando todos los condicionantes mencionados en un horizonte de al menos 5 a 20 años en el que la industria prevé que se puedan comercializar las primeras unidades NOAK de reactores tipo SMR, se ha considerado para el modelo recoger una estimación media esperada NOAK teniendo en cuenta los datos y fuentes consultadas para los reactores actualmente en fase de diseño avanzado o en construcción siguientes de tecnología PWR: KLT-40S, ACP-100, ACPR50S, SMART, HOLTEC SMR-160, CAREM.

SMR NOAK Horizonte 5 a 20 años		
Partida	Valor promedio	Repartición (%)
11: Pre-construcción (costos fijos por planta, M\$)	262	100
12: Construcción Overnight (costos fijos, \$/kWe)	4.357,1	100
121: Mano de obra	861,8	20
122: Materiales de construcción	363,9	8
123: Equipos del sistema nuclear	1.134,8	26
124: Equipos eléctricos y de generación	383,0	9
125: Equipos de instrumentación y control	545,8	13
126: Equipos mecánicos	483,6	11
127: Ingeniería y Project management	584,1	13
128: Contingencias		
13: Puesta en marcha (costos fijos, \$/kWe)	225,0	100

Tabla 5-11. Costos estimados de pre-construcción, construcción overnight y puesta en marcha para centrales de tecnología SMR, NOAK, en un horizonte de 5 a 20 años

Como queda indicado en la tabla, las partidas 11 y 13 se han mantenido similares a las tecnologías LWR y HWR ya que representan costos inherentes a cualquier tipo de tecnología para la construcción de una nueva central. Respecto al reparto de partidas dentro de la Construcción Overnight, aunque el valor total para el SMR es comparable al del resto de

tecnologías analizadas, se considera que tomará mayor peso la partida relativa al equipamiento del sistema nuclear en consonancia con los datos de la industria y las fuentes consultadas.

Tal y como se ha indicado, aun considerando una tecnología ya desarrollada, globalmente y en las condiciones mencionadas (NOAK, cadena de suministro implantada, lecciones aprendidas, etc.), el estado de madurez actual de los reactores tipo SMR requiere establecer una horquilla respecto al valor promedio indicado en un rango, al menos, del +/- 50%.

5.1.2. Costos de interconexión

Los costos de interconexión hacen referencia al monto necesario para construir la infraestructura eléctrica que permita, por un lado, transferir la energía eléctrica producida por la central nuclear a la red eléctrica, y, por otro lado, suministrar energía eléctrica exterior para el funcionamiento de la central nuclear. Esta infraestructura consiste, como mínimo, en dos líneas de tendido eléctrico de alta tensión que transportan la energía eléctrica entre el primer nodo de la red de distribución y la central, una subestación transformadora de alta tensión para aumentar la tensión de la energía eléctrica generada por la central nuclear a la tensión de transporte, una subestación transformadora de alta tensión para adecuar la tensión de la energía eléctrica suministrada a la central nuclear a la tensión requerida, y dos subestaciones transformadoras de alta tensión, una por línea, para adecuar la tensión de la energía transportada a la de la red de distribución cercana. El costo de los transformadores on-site que adecuan la tensión de entrada / salida de la central nuclear, así como el costo del tendido eléctrico entre el recinto de la central y las subestaciones cercanas ya se encuentra contemplado en la partida 124: Equipos eléctricos y de generación.

Un estudio reciente de Black&Veatch cuantifica el costo base de línea de tendido eléctrico de alta tensión en función de la propia de tensión de transporte y de la cantidad de líneas transportadas (una o doble). La Tabla 5-12 presenta los resultados del citado estudio (19):

Costo de línea de transmisión de alta tensión (estudio B&V)	
Tipo de línea	\$/km
230 kV línea única	0,61
230 kV línea doble	0,97
345 kV línea única	0,85
345 kV línea doble	1,36
500 kV línea única	1,22
500 kV línea doble	1,95

Tabla 5-12. Costo de línea de transmisión según estudio de Black&Veatch

Por otra parte, recientes publicaciones indican que el costo estimado de la línea de 600 km Mejillones – Cardones, línea de 500 kV que conecta el Sistema Interconectado del Norte Grande (SING) y el Sistema Interconectado Central (SIC), ha sido de 800 millones de dólares o 1,33 M\$/km (20). A su vez, el costo estimado de la nueva línea de alta tensión de 500 kV y de 180 km de longitud que une las subestaciones de Kimal y Los Changos es de 87 millones de dólares o 0,66 M\$/km (21). Asumiendo que el tendido de alta tensión que conduciría la energía eléctrica producida por la central nuclear hasta el nudo más cercano sería de 500 kV con línea doble, y teniendo en cuenta que los datos publicados de los recientes proyectos de construcción de tendido eléctrico en Chile concuerdan con los valores estimados por Black&Veatch, se estima que el costo medio de tendido eléctrico de alta tensión sería de 1,33 M\$/km, que es el dato publicado al respecto de la línea Mejillones – Cardones y el valor medio entre el valor estimado por Black&Veatch y el valor publicado para la línea de Kimal – Los Changos. Se considera, en consecuencia, que el valor de 1,33 M\$/km ya es representativo y aplicable a Chile.

Respecto a las subestaciones transformadoras, el estudio de Black&Veatch está acompañado por un modelo que permite estimar el costo de una estación transformadora en función de las tensiones de entrada y salida, y de otras características propias de la subestación. Se ha utilizado este modelo para estimar el costo de una subestación transformadora de 500/220 kV, que se considera el escenario más probable para todas las subestaciones a considerar a tenor del estado de las redes de distribución eléctrica que rodean Santiago de Chile (22) y las nuevas subestaciones construidas, obteniéndose un valor de 20 millones de dólares por subestación. No obstante, los datos disponibles al respecto de los costos de construcción e instalación de las nuevas subestaciones de Nueva Pan de Azúcar, Nueva Maitencillo, y Nueva Cardones indican que el costo por subestación ronda los 35 millones de dólares (23). Se considera, en consecuencia, que el valor de 35 millones de dólares por subestación ya es representativo y aplicable a Chile.

Se estima esta partida como costo fijo para la implantación de una nueva planta, función del número de kilómetros y del número de subestaciones necesarias, siendo independiente de la tecnología de reactor y de los megavatios instalados. Se establece que un rango del +/- 20% alrededor del valor promedio reflejaría la variabilidad e incertidumbre asociadas a los costos de línea de transmisión que, por ejemplo, dependen del terreno por donde tenga que hacerse pasar la línea.

El escenario de estudio plantea la necesidad de construir dos líneas de transporte de alta tensión de 50 km de longitud e instalar cuatro subestaciones de transformación, dos a la salida de la central nuclear y otras dos cerca de la red de distribución más cercana. La Tabla 5-13 presenta la estimación de costos de interconexión del escenario de referencia descrito.

Costo de línea de transmisión de alta tensión (M\$)

Partida	Valor promedio
14: Costos de interconexión	273

Tabla 5-13. Costos estimados de interconexión para el escenario de referencia

Sin embargo, el modelo permite al usuario modificar la cantidad de subestaciones y la longitud de tendido eléctrico de alta tensión.

5.1.3. Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos

El modelo desarrollado permite al usuario elegir entre tres opciones al respecto de la partida 15, costo de instalaciones para productos alternativos: una planta de desalinización, una instalación de district heating², o ninguna aplicación alternativa. Los costos de construcción de instalaciones para productos alternativos se estiman como costo fijo para la implantación de una nueva planta, en función de ciertas hipótesis de partida, siendo independiente de la tecnología de reactor y de los megavatios instalados. A continuación, se indica cuáles son los costos estimados de construcción de las alternativas de desalinización y district heating.

Respecto a la desalinización, se ha incorporado en el modelo una herramienta que introduce tanto los costos asociados a dicha instalación como el retorno económico obtenido en la evaluación económico-financiera del proyecto una vez establecidas unas hipótesis de partida. Esta herramienta se inspira en el modelo DEEP³ 5.1 de la IAEA, y permite elegir entre desalinización por Ósmosis inversa o desalinización por Destilación. Como hipótesis de partida, en ambos casos se considera que la planta desalinizadora estaría disponible un 90% del tiempo y que el tiempo de vida útil de esta planta sería de 20 años.

La Tabla 5-14 presenta el desglose de los costos de construcción de ambas alternativas tal y como se incluyen en el modelo económico. Estos costos serían representativos para obtener un valor promedio del costo total de construcción de una planta desalinizadora en una central nuclear. Los costos se proporcionan en términos de dólares por producción de agua potable ya que una de las hipótesis de partida de la herramienta es el metro cúbico día de agua potable que se produciría cada día.

² District heating hace referencia al uso de refrigerante del sistema terciario para calentar agua que se distribuye para calefacción y climatización en zonas urbanas.

³ DEEP: Desalination Economic Evaluation Program.

Costos de construcción de desalinización (\$/m ³ -d)		
Costo	Ósmosis inversa	Destilación
Construcción	1.177	1.177
Circuitos/bucles de control	-	160
Canales/tuberías de salida/entrada	77	77
Propietario	60	66

Tabla 5-14. Costo desglosado de construcción de la alternativa de desalinización

En consecuencia, el modelo permite al usuario elegir la producción de agua potable que espera conseguir mediante una planta desalinizadora. Para la evaluación de los escenarios de estudio, se genera un caso tipo en el que se espera producir 195.000 m³-d. La Tabla 5-15 presenta los valores promedio del costo de construcción de una planta desalinizadora para dicho caso tipo. Se considera que un rango del +/- 35% alrededor del valor promedio reflejaría la incertidumbre asociada al análisis, en consonancia con lo indicado en la aplicación DEEP.

Costos de construcción de desalinización (M\$)		
Costo	Ósmosis inversa	Destilación
15: Costos de construcción de productos alternativos ⁴	256,2	288,6

Tabla 5-15. Costos de construcción de desalinización

Para el caso de district heating, el modelo económico también incluye una herramienta que introduce tanto los costos asociados a dicha instalación como el retorno económico obtenido de la misma en la evaluación económico-financiera del proyecto una vez establecidas unas hipótesis de partida. En este caso, esta herramienta se inspira en una desarrollada para analizar proyectos de implantación de district heating en centrales nucleares francesas, publicada en el artículo *Initial economic appraisal of nuclear district heating in France* (24).

Los costos de construcción definidos por la herramienta incorporada en el modelo incluyen el diseño de la instalación, la modificación de los análisis de seguridad de la central, la propia modificación del sistema terciario de la central, y la línea de transporte. La herramienta abarca únicamente la instalación de una línea de transporte hasta la red local, que se considera ya

⁴ Multiplicando la producción por los costos unitarios de la tabla anterior

implantada. Tomando como base la herramienta francesa, los costos de construcción incluidos en el modelo se distribuyen de la siguiente manera:

- 59 millones de dólares fijos asociados al diseño de la instalación y a la modificación del estudio de seguridad.
- 0,12 millones de dólares por cada MWh térmico que se desee dedicar al district heating para hacer frente a las modificaciones del sistema terciario de la central nuclear.
- 11,12 millones de dólares por cada kilómetro de línea de transporte. Este costo ya incluye la excavación de trincheras y túneles, adquisición e instalación de tuberías, y la adquisición e instalación de estaciones de bombeo hasta la red local.

El modelo permite al usuario elegir tanto la cantidad de MWh térmicos que desearía dedicar al district heating como la cantidad de horas durante las que el district heating estaría operativo, y los kilómetros de línea de transporte que serían necesarios. Se establece un escenario de referencia para la evaluación económico-financiera de los casos de estudio en el que se desearía dedicar 2,7 TWh térmicos a district heating durante 1.800 horas al año, equivalente al periodo de invierno, y en el que se necesitan 50 kilómetros de línea de transporte. La Tabla 5-16 presenta los costos de construcción de una instalación de district heating como la del escenario de referencia. De acuerdo con el propósito de la herramienta de referencia, que es el de realizar evaluaciones iniciales de este tipo de proyectos, se considera que un rango del +/- 40% alrededor del valor promedio reflejaría la incertidumbre asociada al análisis.

Costo de construcción de district heating (M\$)	
Partida	Valor promedio
15: Costos de construcción de productos alternativos ⁵	790

Tabla 5-16. Costos de construcción de district heating

⁵ Sumando los costos fijos y los costes variables teniendo en cuenta los kilómetros de línea seleccionados y la energía térmica dedicada a district heating.

5.1.4. Costos de financiación

Los costos financieros cobran una gran importancia en proyectos de implementación de una central nuclear debido a los elevados costos y al largo periodo de construcción. Son los costos financieros generados durante la construcción, típicamente se capitalizan y aumentan el valor del activo. Se estructuran en fondos propios y fondos ajenos o deuda. El modelo permite al usuario definir el periodo de carencia en el que, pese a que no se debe de repagar la deuda, esta sigue generando intereses.

Los costos incrementan cuanto más deuda (fondos ajenos) se solicita y cuanto mayor sea la tasa de interés. Asimismo, a mayores costos de inversión inicial y plazo de construcción, también aumentan los costos de financiación. De acuerdo con el documento *Nuclear Illustrative Programme presented under Article 40 of Euratom Treaty for the opinion of the European Economic and Social Committee* publicado por la Comisión Europea en 2016, los costos de financiación pueden ser desde un 8% hasta un 80% de los costos overnight.

Tiempo de construcción / WACC ⁶	4%	5%	7%	10%	13%
5 años	8%	10%	14%	21%	28%
7 años	11%	14%	20%	29%	39%
10 años	19%	25%	37%	57%	80%

Tabla 5-17. Costos financieros como porcentaje del costo overnight en función del tiempo de construcción y del WACC (25)

El usuario puede modelar distintas estructuras de capital y tasas de interés y evaluar su impacto en la rentabilidad financiera.

5.2. Costos de la vida operativa

5.2.1. Costos de operación

Tal y como está recogido en la estructura de costos en la Tabla 5-4 y como se explicó en el informe 1 (2), los costos de operación incluyen el costo de personal de la central, el costo de los contratos de operación y mantenimiento a empresas externas, el costo de materiales y el costo de las inversiones. Estos costos son mayoritariamente fijos. No dependen de si la central está produciendo más o menos energía puesto que el personal se debe mantener y los sistemas se

⁶ El WACC combina la tasa de interés de la deuda y el retorno de *equity* de los inversores. Ver explicación en apartado 6.2.7.

deben inspeccionar y actualizar, aunque no estén trabajando a máxima capacidad. Sin embargo, se suelen presentar en \$/MWh, asumiendo factores de planta habituales de entre el 85 y el 90%.

Los costos de operación de una central nuclear dependen por un lado de la tecnología de la central, configuración de los sistemas, materiales de los componentes, ambientes a los que están expuestos, etc., pero también de parámetros menos tecnológicos como los requerimientos del regulador, la organización del operador, la estrategia del propietario e incluso la estrategia del país.

Lo ocurrido tras el accidente de Fukushima, es una gran muestra de lo que pueden llegar a suponer los requisitos de los reguladores en la operación de una central. A raíz del accidente, las entidades reguladoras pidieron a sus centrales la realización de una serie de estudios y modificaciones de diseño con el fin de asegurar la capacidad de respuesta de las plantas frente a eventos más allá de las bases de diseño, provocando así un aumento importante en los costos de operación en los siguientes años. Más allá de los requerimientos regulatorios, las estrategias de los gobiernos y los propietarios respecto a la vida de las centrales también impactan sobre el esfuerzo en su mantenimiento, actualización y mejora. Cuanto más interés se tenga en mantener un central operando, más se cuidará y mayores serán los costos de operación y mantenimiento.

Existen referencias con datos de costos de operación de centrales basados en la realidad de las centrales existentes, mayoritariamente reactores de generación II, así como referencias con estimaciones para futuros reactores de generación III y III+. El siguiente gráfico presenta los valores en \$/MWh del 2016 del costo de O&M, que incluye personal, contratos, materiales y, según la referencia, otros gastos como seguros o tributos, y del costo de las inversiones, recogidos de diversas referencias (26) (6) (27).

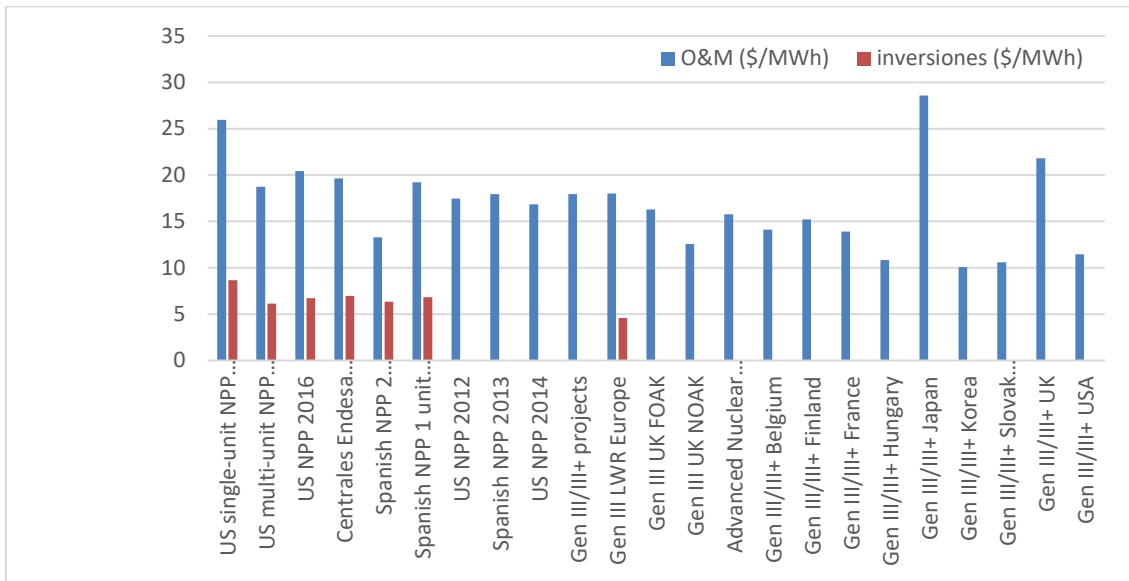


Figura 5-2. Costos de operación y mantenimiento e inversiones recogidos de las referencias consultadas

Se observa en el gráfico que existen diferencias considerables entre las estimaciones para reactores de generación III y III+, lo cual demuestra las incertidumbres que existen al hacer proyecciones. Los datos recogidos de información de centrales americanas y españolas en los últimos años sí muestran mayor coherencia, aunque están sujetos a condiciones que pueden no mantenerse en el futuro.

Teniendo en cuenta estos datos, así como el detalle de los gastos de centrales nucleares españolas estudiados. Se pueden establecer los siguientes costos de operación y mantenimiento y las inversiones a lo largo de la vida de una central nuclear:

LWR (\$/MWh)	
Concepto	Valor intermedio
211: Personal	6,4
212: Contratos de O&M	8,2
213: Materiales	0,4
214: Inversiones	4,5
Total	19,6

Tabla 5-18. Costos estimados de operación y mantenimiento de un LWR

Los costos de personal representan alrededor de un 40% y 50% de los gastos de operación y mantenimiento. De acuerdo con las referencias consultadas, dicho valor se sitúa en torno a los

6,4 \$/MWh. Los contratos externos de tareas de mantenimiento y los materiales suponen unos 8,2 \$/MWh y 0,4 \$/MWh respectivamente. Para los LWR, los contratos externos contemplan gastos de recarga cada 1,5 años.

Las inversiones actuales en las centrales nucleares rondan los 6,7 \$/MWh pero incluyen importantes costos de extensión de vida y de las últimas medidas post-Fukushima que representan gastos extraordinarios no directamente extrapolables a las futuras centrales de generación III y III+. De hecho, el documento del NEI (26) da valores de inversiones en las centrales estadounidenses para 2002 y 2005, años en los que dichas inversiones extraordinarias no se estaban realizando todavía, de 3,97 y 5,88 \$/MWh respectivamente. Así mismo, los expertos del sector consultados apuntan a gastos de inversión normales a lo largo de la vida de un reactor nuclear de unos 30 M€ anuales, por lo que se estima finalmente el costo de las inversiones en unos 4,5 \$/MWh.

Se establece un rango del +/- 30% alrededor del valor promedio en el que se reflejan las incertidumbres mencionadas anteriormente. El rango bajo, podría asimilarse de hecho a los valores que se pretenden conseguir en las centrales de Estados Unidos con el programa de la Nuclear Promise que busca reducir los costos de operación y mantenimiento en un 30% mediante la mejora de la eficiencia de los procesos (28).

Todos estos costos son esencialmente fijos, aunque algunas de las referencias consultadas separan un pequeño porcentaje de costos variables. Dentro de la estructura propuesta se puede asumir que los costos variables estarán en la partida de contratos de operación y mantenimiento y se establece en 2,1 \$/MWh. El resto de costos se definen como fijos en el modelo considerando las horas de operación media en un año (8760h·0,9 (factor de planta)):

LWR		
Partida	Fijo (\$/MW·año)	Variable (\$/MWh)
211: Personal	50.458	0
212: Contratos de O&M	48.092	2,1
213: Materiales	3.153	0
214: Inversiones	35.478	0

Tabla 5-19. Costos estimados de operación y mantenimiento fijos y variables de un LWR

Los costos de operación y mantenimiento varían bastante según tenga la central un único o varios reactores, puesto que, en este último caso, se pueden compartir recursos. El White Paper del NEI (26) y los datos disponibles de algunas centrales nucleares demuestran que la reducción

del costo de operación y mantenimiento al pasar de considerar una central con un reactor a una central con dos reactores puede ser de entre el 30 y el 40%. Por cada reactor adicional a partir del segundo se puede conseguir una optimización del 10%.

Estos datos corresponden a los LWR, tecnología mucho más extendida que los HWR, para los que, por lo general hay poca información. Se puede sin embargo estimar que el costo de operación y mantenimiento por MWh en un HWR es entre un 20% y un 25% más caro que en un LWR (29). Esta diferencia en costo proviene por un lado del costo extra que deben sufragar este tipo de centrales en la compra de agua pesada y, por otro, de la mayor complejidad de algunos procesos de mantenimiento debida a la contaminación de tritio y a las tareas de carga de combustible en operación. Las fugas anuales de agua pesada en un reactor HWR se sitúan entre el 1 y el 5% del volumen total lo que supone un gasto de unos 10 M\$ al año. Contando este costo en la partida de materiales, se distribuye en las partidas 211 y 212 el aumento necesario para que el aumento total de los costos de operación y mantenimiento sin contar inversiones sea de un 22,5%. Así las partidas 211 y 212 se ven aumentadas en un 13%. Los costos de operación y mantenimiento para un HWR quedan de la siguiente manera:

HWR		
Partida	Fijo (\$/MW-año)	Variable (\$/MWh)
211: Personal	57.054	0
212: Contratos de O&M	54.378	2,6
213: Materiales	13.153	0
214: Inversiones	25.540	0

Tabla 5-20. Costos estimados de operación y mantenimiento fijos y variables de un HWR

De acuerdo con la referencia (29), los costos de inversión durante la vida de la central son, desde 2008, muy superiores en LWR que en HWR debido a las sustituciones de generadores de vapor, cabezas de la vasija y extensiones de vida que se han llevado a cabo en los LWR americanos desde esa fecha. Sin embargo, los valores de 2007 de las dos tecnologías son más comparables. La media de los dos datos de centrales HWR canadienses se sitúa en los 25.540 \$/MW por año.

Teniendo en cuenta la falta de datos para establecer una buena estadística y sabiendo que las centrales HWR pueden ser inicialmente muy eficientes en su operación pero que en numerosos casos han requerido largas paradas para mantenimiento y actualización, se establece un rango del +/-40% alrededor del valor presentado en la Tabla 5-20.

En cuanto a los SMR, al no haber ninguno en operación no existen datos reales de sus costos de operación y mantenimiento. Algunos estudios de detalle realizados sobre los SMR (30) indican un aumento del 20% en los costos de operación y mantenimiento al pasar de una planta grande de 1340 MW a 4 SMR de 335 MW. Así mismo, la IAEA da un rango para los costos de operación y combustible de entre 7,1 y 36,2 \$/MWh.

Sin duda las incertidumbres respecto a la operación de los SMR son grandes por lo que la realidad puede llegar a estar entre un - 50% y + 50% del valor estimado. Aunque el concepto de SMR lleva asociado una simplificación de las tareas de mantenimiento, el personal, esencialmente el de operación, debe ser proporcionalmente superior, entre otros por requerimientos regulatorios. Además, los repuestos de una tecnología tan específica podrán ser más costosos que los de una central nuclear más convencional. La Tabla 5-21 presenta como quedan los costos de las partidas de operación de SMR teniendo en cuenta que, con las consideraciones indicadas y teniendo en cuenta el factor de escala se puede considerar un aumento del 30% en los costos respecto a los valores dados para el LWR.

SMR - comercial		
Partida	Fijo (\$/MW·año)	Variable (\$/MWh)
211: Personal	65.862	0
212: Contratos de O&M	62.774	2,7
213: Materiales	4.116	0
214: Inversiones	46.309	0

Tabla 5-21. Costos estimados de operación y mantenimiento fijos y variables de un SMR comercial

Para los primeros prototipos, estos costos podrían llegar a ser dos veces el costo de un LWR, es decir 100.916 \$/MW para personal 96.184 \$/MW y 4,2 \$/MWh para los contratos de O&M, 6.306 \$/MW para los materiales y 70.956 \$/MW para las inversiones.

5.2.2. Costos del ciclo de combustible

Los costos del ciclo de combustible incluyen los costos asociados al *front-end*, es decir, el aprovisionamiento, conversión y enriquecimiento de uranio, la fabricación de los elementos de combustible, y el quemado del combustible en el reactor, y los costos asociados al *back-end*, que incluyen los costos de gestión y tratamiento del combustible gastado. Estos costos son eminentemente variables, con lo que se presentan en \$/MWh, y dependen, principalmente, de la tecnología del reactor y de si la estrategia utilizada para la gestión y tratamiento del combustible

gastado es ciclo abierto o ciclo cerrado. Los costos de un ciclo cerrado se presentan en la sección 6.2.4 puesto que la estrategia de los escenarios de referencia es el ciclo abierto.

En el caso de reactores de tecnología LWR, existen referencias con datos al respecto del costo del ciclo de combustible basados en la realidad de las centrales existentes, mayoritariamente reactores de generación II, así como referencias con estimaciones para futuros reactores de generación III y III+. La Figura 5-3 presenta los valores en \$/MWh del costo del ciclo de combustible de las referencias indicadas, dividido en costos *front-end* y *back-end* en los casos en los que se proporciona dicha información (26) (6) (7) (31) (32) (10) (33).

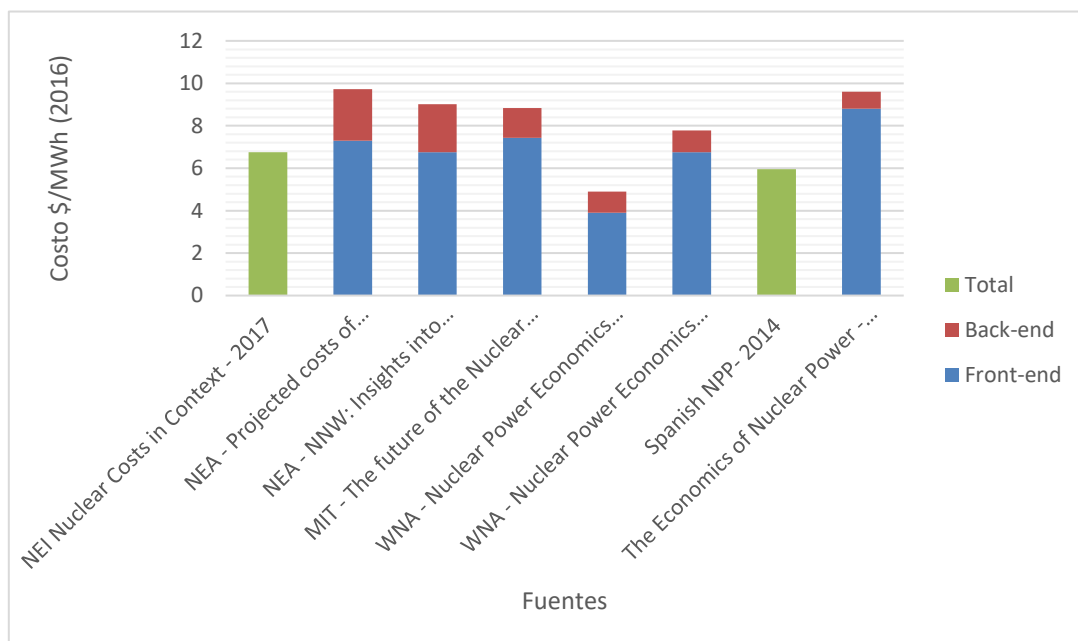


Figura 5-3. Costos del ciclo de combustible presentados en las referencias consultadas

Teniendo en cuenta estos datos, se estima un costo medio de para el *front-end* del ciclo de combustible de 5,8 \$/MWh, y un costo medio para el *back-end* de 1,4 \$/MWh.

La Tabla 5-22 presenta el rango de estimación del costo de ciclo de combustible para una central LWR como la de referencia. Se considera que un rango del +/- 30% alrededor del valor promedio reflejaría la incertidumbre asociada al análisis y, en el caso del límite inferior, abarcaría en el rango de estimación recientes estudios que indican que el costo de *front-end* se podría situar en torno a 4 \$/MWh para los reactores LWR de generación III/III+ (9) (34).

Costos de ciclo de combustible LWR (\$/MWh)	
Concepto	Valor intermedio
Front-end	5,8
Back-end	1,4
Total	7,2

Tabla 5-22. Costos estimados de *front-end* y *back-end* para centrales de tecnología LWR

Se determina, en base a las mismas referencias, el reparto del costo de *front-end* entre las partidas de la estructura de costos con las que está relacionado, obteniéndose el reparto final presentado en la Tabla 5-23.

Costos desglosados de ciclo de combustible LWR (\$/MWh)		
Partida	Valor intermedio	Reparto (%)
22: Costos del ciclo de combustible	7,2	100
221: Minería y conversión	3,0	41
222: Enriquecimiento	1,9	26
223: Fabricación	0,9	13
224: Back-end	1,4	20

Tabla 5-23 Costos estimados de ciclo de combustible para centrales de tecnología LWR

Respecto a centrales de tecnología HWR, no se ha hallado una cantidad de referencias suficiente como para poder obtener una estimación del costo del ciclo de combustible a partir de datos realistas de reactores instalados. El único dato realista encontrado es el proporcionado por Ontario Power Generation (OPG) que cifra el costo del combustible de las centrales de Darlington y Pickering en aproximadamente 4,25 \$/MWh (dólares de 2011) (29). Por otra parte, el documento *Canadian Power Reactors Fuel* indica que el costo total de un elemento de combustible HWR es entre 3 y 4 veces menor que el costo total de un elemento de combustible LWR (35). Además, el documento *The Economics of the Nuclear Fuel Cycle* de la NEA estima que el costo de *front-end* de una central HWR es de 2,23 \$/MWh (dólares de 1994) (36), mientras que el de una central LWR lo cifra en 4,13 \$/MWh (dólares de 1994), siendo, sin embargo, la fabricación del combustible HWR un 27 por ciento más cara⁷ en términos de dólares por

⁷ Es más cara debido a que en un reactor HWR, en comparación con un LWR, es necesario quemar más quilogramos de Uranio para obtener un 1 megavatio hora de energía. No obstante,

megavatio hora. Estos datos concuerdan con el hecho de que el costo *front-end* de un elemento de combustible HWR no incluye ni enriquecimiento de uranio ni conversión del uranio obtenido en la mina a *Yellow Cake* (UF₆). Por otro lado, el documento citado indica que es correcto asumir que el costo de *back-end* de una central HWR sea el mismo que el de una central LWR (36), pese a que el volumen de combustible gastado sea mayor en una central HWR. En base a estos datos, y contrastando con la opinión de expertos, se asume que el costo de *front-end* del ciclo de combustible abierto para una central HWR sería el resultante de restar al de una central LWR la proporción del costo asignada al enriquecimiento⁸ y la proporción del costo asignada a la conversión, y aplicar el factor de corrección indicado para la fabricación. Por su lado, se asume que el costo de *back-end* sería el mismo que el de una central LWR. La Tabla 5-24 presenta la estimación de costos del ciclo de combustible de una central HWR realizada teniendo en cuenta los datos mencionados. Se establece que un rango del +/- 40% alrededor del valor promedio reflejaría la incertidumbre asociada a la escasez de datos reales, que implica un mayor desconocimiento al respecto del valor real de estos costos.

Costos desglosados de ciclo de combustible HWR (\$/MWh)		
Partida	Valor intermedio	Reparto (%)
22: Costos del ciclo de combustible	5,3	100
221: Minería y conversión	2,7	50
222: Enriquecimiento	0,0	0
223: Fabricación	1,2	22
224: Back-end	1,4	27

Tabla 5-24. Costos estimados del ciclo de combustible para centrales de tecnología HWR

En relación con la tecnología SMR, no existen datos reales a partir de los cuales realizar una estimación. Sin embargo, un estudio reciente indica que el costo del *front-end* del ciclo de combustible de una central comercial SMR podría ser entre un 15 y un 70 por ciento mayor que el asociado a una central LWR (34). Dicho estudio basa su análisis en el desarrollo de escenarios de referencia para diversos modelos de reactor SMR y LWR, y obtiene un valor medio para el

en términos de costo por kilogramo de Uranio, la fabricación de combustible HWR es más barata que la fabricación de combustible LWR.

⁸ El costo asociado a la obtención del Uranio natural de la mina se considera equivalente al de un reactor LWR. Se considera que la cantidad de Uranio natural extra que se utiliza en un reactor HWR para generar un megavatio hora se compensa con la cantidad de Uranio natural extra que se ha de obtener para fabricar elementos de combustible LWR debido a las pérdidas del proceso de enriquecimiento.

aumento del costo *front-end* de una central SMR respecto a una LWR de un 51 por ciento, principalmente debido a considerar una menor eficiencia térmica y un menor grado de quemado para los reactores SMR en comparación con los LWR y HWR. Teniendo en cuenta este valor, se obtiene un valor promedio para el costo *front-end* del ciclo de combustible de una central comercial SMR de 8,7 dólares por megavatio hora (\$/MWh). Al respecto del *back-end*, se asume que el costo por megavatio hora sería equivalente al de una central comercial LWR, teniendo en cuenta que el escenario de referencia SMR es de tecnología PWR, debido a las similitudes tecnológicas en cuanto al diseño de los elementos de combustible. En consecuencia, el valor medio de la estimación de costo del ciclo de combustible para una central comercial SMR como la de referencia es de 10,1 dólares por megavatio hora. Se considera que un rango del +/- 50% alrededor del valor promedio sería adecuado para reflejar la incertidumbre asociada a la inexistencia de datos reales, que implica un mayor desconocimiento al respecto del valor real de estos costos. Respecto a una central SMR prototipo, se asume que el costo del combustible sería un 20 por ciento mayor que el de la central comercial debido a que debería absorber los costos de diseño de este combustible y de las posibles medidas a aplicar para su gestión una vez gastado, y debido a que la producción sería reducida pues solo se abastecería esta central de primera implantación. La Tabla 5-25 presenta la estimación de costos del ciclo de combustible de una central comercial SMR. El reparto del costo *front-end* entre las partidas a las que hace relación se asume equivalente al planteado para la tecnología LWR.

Costos desglosados de ciclo de combustible SMR (\$/MWh)		
Partida	Comercial	Reparto (%)
22: Costos del ciclo de combustible	10,1	100
221: Minería y conversión	4,5	41
222: Enriquecimiento	2,8	26
223: Fabricación	1,4	13
224: Back-end	1,4	20

Tabla 5-25. Costos estimados del ciclo de combustible para centrales de tecnología SMR

5.2.3. Seguros, impuestos y tasas

5.2.3.1. Impuestos y tasas

Para el análisis de impuestos se ha tenido en consideración directamente el Sistema Tributario de Chile que, a nivel de aplicación y fiscalización, establece el Sistema de Impuestos Internos (SII). Para la obtención de las descripciones sobre bases y hechos imponible, así como cuotas

aplicables, se ha consultado directamente a la página web del SII, que resume cada una de las tipologías aplicables y los documentos legales de referencia.

El supuesto para la aplicación de cada uno de los tributos generales plantea que la explotación estará realizada por una persona jurídica nacional y que el valor capital de la central se corresponde con los costos “overnight”, asumiendo que durante la vida de la planta se realicen inversiones correspondientes al mantenimiento del valor de capital de la planta, por lo que se descarta su amortización, siendo una estimación conservadora.

Ante esta situación, se identifican los tributos aplicables:

- Impuesto a la Renta de Primera Categoría: Este impuesto es aplicable a personas jurídicas y sociedades de hecho y grava las rentas del capital. Actualmente se encuentra al 25%, pero con un crecimiento progresivo de manera que a partir del 2019 sería del 27% en Chile, siendo este último valor el que se consideraría en el modelo. Este costo es sobre el resultado empresarial, y se le añadiría un 40% del valor sobre las utilidades generadas si, finalmente, la empresa es estatal. Al ser sobre el resultado, sólo habrá costo si hay beneficio (y en función de éste, se pagará más o menos). Por tanto, este costo debe ser considerado para la estimación del precio mínimo rentable.
- Impuesto de patente comercial: El impuesto de patente comercial aplica a todas las personas naturales y/o jurídicas constituidas legalmente que deseen establecer una actividad comercial en una comuna. Su pago otorga una patente comercial que permite a los contribuyentes y/o usuarios que lo deseen instalarse en una comuna. El pago de la patente comercial es anual y su precio varía en función de la comuna. Concretamente, la cantidad a pagar varía entre el 2,5 por mil y el 5 por mil del capital del negocio, con un mínimo de una Unidad Tributaria Mensual (UTM) y un máximo de 8 mil UTM al año. Valorando una UTM como 46.692 pesos chilenos (37), 73,6 dólares, y teniendo en cuenta que el monto del capital de una central nuclear obliga a pagar el máximo estipulado en 8 mil UTM, se debería hacer un pago de 590.000 dólares al año para obtener la patente comercial.
- Impuestos a los Bienes Raíces o Territorial: En el caso que analizamos, se identifica la aplicación de un 1,2% sobre el valor inmobiliario, al que se adhiere un 0.025% al beneficio fiscal (este último se agregaría al Impuesto a la Renta de Primera Categoría, por lo que se aplicará del mismo modo). Para la aplicación de la primera cuota, la base imponible sería sobre el valor de catastro que sería el de terreno más edificación, que usaremos el resultado del costo total “overnight”. Por tanto el costo anual será 0,012

veces el valor del capital (en este caso toda la central). Se aplicará sólo durante la vida de la planta una vez ya edificada.

- Impuestos de Segunda Categoría y Global Complementario: estos se asumen incluidos en los costos de personal asumidos en partidas anteriores.

No se ha podido encontrar información sobre otros impuestos especiales o locales que pudiesen ser de aplicación en este ejercicio, por lo que no se han estimado sobrecostos relacionados.

Tampoco se han trasladado objetivos o posturas relativas a política fiscal que puedan gravar o desgravar de manera especial el sector energético o, más concretamente, el nuclear en Chile. Esta postura política es importante, ya que puede variar sustancialmente el valor de costos estimado; por ejemplo, Estados Unidos proporciona un crédito fiscal de producción a las nuevas plantas de energía nuclear durante los ocho primeros años de operación. Francia históricamente ha apostado con una política fiscal expansiva en favor del sector nuclear. Sin embargo, otros tomados de referencia, como España, contemplan dentro de su política fiscal gravar de manera diferenciada la producción de combustible gastado, los residuos radiactivos o la producción de energía eléctrica. No se incluyen estimaciones de ese tipo porque, para el último caso, se desconoce la estrategia en política fiscal en Chile, y para los otros dos, se asumen todos los costos relacionados repartidos dentro de las estimaciones relativas al ciclo de combustible y al desmantelamiento.

5.2.3.2. Seguros

A pesar de los bajos niveles de fallo y de riesgo de accidente de una planta nuclear, las consecuencias para las personas y el medioambiente de un accidente nuclear suponen unos costos elevadísimos. Es por ello que, a la hora de contratar un seguro de responsabilidad civil para accidentes nucleares, el valor del activo a cubrir es notoriamente elevado en contraste con otros sectores.

Por este motivo, las compañías aseguradoras recurren a la estrategia del “pool”, que no es más que una agrupación de interés económico de las mismas para generar un fondo fiduciario que dé cobertura de manera común ante determinado tipo de riesgos, como en este caso pueda ser una catástrofe nuclear.

Para establecer un valor sobre los seguros de responsabilidad civil de accidentes nucleares y la estimación del montante que supone el fondo del “pool”, se ha estudiado el escenario de Estados Unidos que queda regulado a través de la Ley Price-Anderson, aprobada en 1957 (38), cuya última revisión se ha realizado en 2005 (39).

En este escenario, el operador está obligado por ley a poseer un seguro de responsabilidad civil que provea de cobertura a los residentes y negocios que se encuentren localizados en el área adyacente que pueda resultar afectada en caso de un evento o accidente nuclear.

La cobertura del seguro nuclear funciona en dos niveles:

- El primer nivel es una cobertura de responsabilidad civil privada disponible a través de un grupo o “pool” de aseguradoras estadounidenses que se conoce con el nombre de *American Nuclear Insurers*.
- La segunda forma está compuesta por fondos basados en equipos de valoración de riesgo de los operadores de las plantas nucleares.

El operador paga una prima por cuenta propia de un seguro de responsabilidad civil de 375 millones de dólares de cobertura por cada reactor nuclear que posea. Si ocurre un incidente en la planta y no es suficiente dicho valor de cobertura, la responsabilidad civil del propietario de la planta estará cubierta por una segunda capa de seguros provista por el sector en su conjunto. Bajo la ley Price-Anderson, todos los propietarios de reactores nucleares están comprometidos a pagar una parte de cualquier daño que exceda los límites de responsabilidad civil de cada reactor de 375 millones de dólares, hasta el monto de unos 115 millones de dólares adicionales por reactor. Por tanto, el valor total del “pool” se eleva aproximadamente a unos 12.600 millones de dólares en 2011, dado que existen 104 reactores nucleares en operación en Los Estados Unidos.

Si este segundo nivel de cobertura se agotase, la ley establece que será el Estado quien deberá tomar acción sobre si se requiere de fondos adicionales para hacer frente a un desastre específico.

En contraste con un segundo escenario, se ha contrastado frente a la aplicación de convenios europeos como el Convenio de París o el Convenio de Bruselas (el cual complementa al anterior). En el primero se establece que el operador responde con 700 millones de euros, mientras que el segundo eleva la cantidad estableciendo una responsabilidad civil subsidiaria de hasta 1500 millones de euros, a cubrir por tramos entre el operador de la planta (a través de creación de fondos, contratación de pólizas de seguro, inmovilización de capital, etc.) y el Estado. También en los casos de centrales europeas se recurre a la contratación de seguros vía “pool”, ya que los costos financieros serían difícilmente asumibles.

Ante estos escenarios, se ha decidido establecer una cuota promedio para generar un fondo fiduciario suficiente para generar un seguro de responsabilidad civil para accidentes nucleares

en las magnitudes descritas, teniendo en cuenta las unidades y potencia, así como la variable de años de vida de los escenarios de referencia. Por tanto, los valores, véase la Tabla 5-26, se aportan en \$/MW·año, de manera que el valor de cobertura asegurada queda establecido en función de la potencia y de la vida de la planta. Se considera que un rango del +/- 30% alrededor del valor promedio sería adecuado para reflejar la incertidumbre asociada a esta estimación, principalmente motivada por los diferentes escenarios que se pueden plantear.

Costos de Seguros (\$/MW·año)	
Partida	Valor promedio
231: Seguros	4.375

Tabla 5-26. Costos estimados de Seguros

5.2.4. Costos operativos de instalaciones para productos alternativos

Los costos operativos de una planta de desalinización se introducen en el modelo mediante ecuaciones que relacionan la capacidad de desalinización instalada en términos de cantidad agua potable (millones de m³) producida por día con el costo operativo de la propia instalación. Estas ecuaciones, una por tecnología de desalinización, se han obtenido a partir de la aplicación DEEP 5.1 de la IAEA, generando escenarios con diferentes capacidades de desalinización y anotando los costos operativos resultado. La Figura 5-4 presenta las ecuaciones utilizadas para plasmar los costos operativos de plantas desalinizadoras.

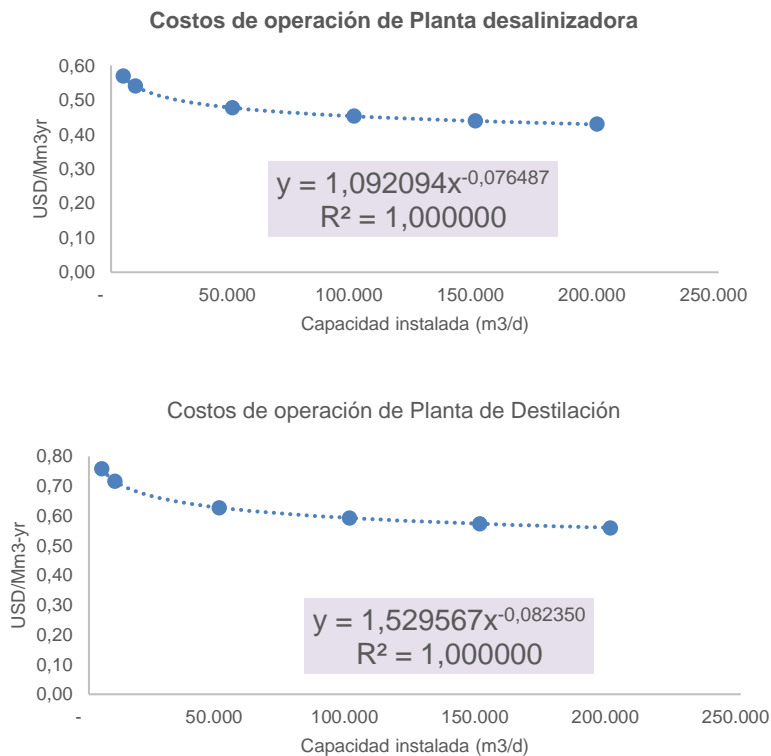


Figura 5-4. Costos operativos de desalinización para Ósmosis inversa (arriba) y Destilación (abajo)

Para la evaluación de los escenarios de estudio, se genera un caso tipo en el que se espera producir 195.000 m³-d. La Tabla 5-27 presenta los valores promedio de los costos operativos de una planta desalinizadora para dicho caso tipo. Se considera que un rango del +/- 35% alrededor del valor promedio reflejaría la incertidumbre asociada al análisis, en consonancia con lo indicado en la aplicación DEEP.

Costos operativos de desalinización (M\$.año)		
Partida	Ósmosis inversa	Destilación
25: Costos de generación de instalaciones para productos alternativos	27,6	35,9

Tabla 5-27. Costos operativos de instalaciones para productos alternativos: desalinización

Además, el modelo contempla que la operación de una desalinizadora resta capacidad de producción eléctrica. Concretamente, el modelo considera que se pierden 0,14 kWe por m³-d de agua potable en caso de instalarse una de tecnología de Ósmosis Inversa, o 0,285 kWe por m³-d de agua potable en caso de instalarse una desalinizadora con tecnología de Destilación.

Los costos operativos de la instalación de district heating se consideran insignificantes en comparación con los costos operativos de la central nuclear. Por lo tanto, no se incluyen en el modelo económico. Sí se incluye, no obstante, la generación eléctrica perdida por el uso de district heating, que repercute en el modelo con una menor energía eléctrica producida, lo que supone un menor retorno por la producción de energía eléctrica. Concretamente, el modelo incluye que se pierde 1 MWh eléctrico por cada 5 MWh térmicos dedicados al district heating.

5.2.5. Costos de financiación en operación

Al igual que los costos de financiamiento en la construcción, los de operación dependerán de la estructura de capital definida y de la tasa de interés de la deuda. Los de operación difieren de los de construcción en que los primeros no son capitalizados y se generan a partir de la puesta en marcha de la CNP.

5.3. Costos de desmantelamiento

La literatura al respecto de los costos de desmantelamiento de centrales LWR y HWR de generación I/II con tecnología DECON es extensa puesto que estos costos han sido objeto de multitud de estudios para obtener valores orientativos que permitiesen evaluar su impacto en la evaluación económico-financiera de un proyecto de CNP, y conocer la cantidad de fondos necesarios para hacerles frente. Ejemplos de este tipo de estudios se encuentran en las siguientes referencias:

- *Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants* de la Nuclear Energy Agency (40),
- *Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies and Costs* de la NEA (41), que presenta estimaciones de costos de desmantelamiento de 53 centrales en 24 países diferentes. La Figura 5-5 muestra un estudio realizado mediante los datos publicados en esta referencia.
- *The Practice of Cost Estimation for Decommissioning of Nuclear Facilities* de la NEA (42), que presenta tanto estimaciones de costos como datos de costos de los primeros proyectos de desmantelamiento llevados a cabo.
- Los *Decommissioning Cost Analysis* que realizan las plantas americanas y que son publicados por la Nuclear Regulatory Commission (NRC).

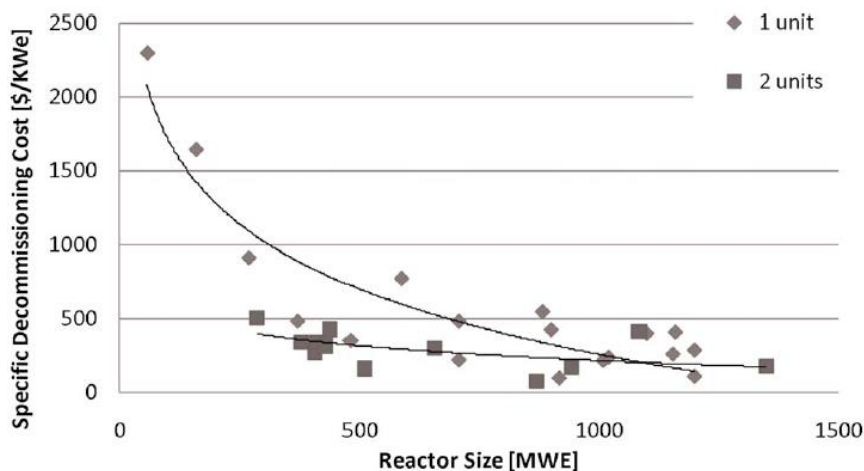


Figura 5-5. Estimaciones de costos de desmantelamiento incluidas en el documento *Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies, and Costs*. Fuente: (43)

La realización de estos estudios ha propiciado el desarrollo de metodologías de estimación de costos de desmantelamiento como las presentadas en *Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates* (44), *Decommissioning Handbook* del Department of Energy (DOE) Estadounidense (45), o la *International Structure for Decommissioning Costing* (ISDC). Estas metodologías son del tipo *bottom-up*, así que no son aplicables al desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile porque es necesario conocer datos de la central objeto de estudio como la cantidad de material o cantidad de equipos para aplicarlas.

Pese al uso de las metodologías indicadas, se considera que la mayoría de datos disponibles al respecto de los costos de desmantelamiento no son aplicables al desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile por las siguientes razones:

- La mayoría de los datos y estimaciones disponibles son antiguos, con lo que no incluyen el impacto del aumento del costo de equipos, materiales, energía, y mano de obra.
- La mayoría de los datos y estimaciones hacen referencia a centrales de poco tamaño, no representativas de las previstas para la Generación III/III+.
- La mayoría de los datos y estimaciones disponibles son pre-Fukushima, con lo que no incluyen el impacto de las medidas de contingencia y seguridad instaladas en las centrales nucleares a raíz de este suceso.

Se descarta, por estas razones, obtener una estimación del costo de desmantelamiento DECON a partir de un estudio estadístico de los datos disponibles. No obstante, estos datos, en conjunción con la opinión de los expertos consultados, sí permiten afirmar que el costo de desmantelamiento de una central LWR y una central HWR es similar en términos de costo por unidad de potencia eléctrica instalada (41). Por lo tanto, se asume que el costo de desmantelamiento de una central LWR y una HWR son iguales a los efectos del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile.

En lugar de realizar un estudio estadístico, se obtiene una estimación de costos de desmantelamiento de una central LWR o HWR con tecnología DECON a partir de las estimaciones realizadas para las centrales de Oyster Creek (46), estimación de 2014 que cifra un costo de 1.736 \$/kWe para un reactor BWR de 690 MWe, y, San Onofre (47), estimación de 2016 para dos unidades PWR de 1000 MWe de tamaño similar al de las centrales de generación III/III+ que cifra el costo de desmantelamiento en 2.263 \$/kWe. A partir de estas estimaciones se obtiene un valor medio de 1.661,5 \$/kWe para los escenarios de referencia. La Tabla 5-28 presenta la estimación de costos de desmantelamiento en términos de dólar por kilovatio eléctrico y por año de operación, obtenida a partir del valor medio indicado y considerando que la CNP operaría durante 60 años tal y como se indica en la Tabla 5-1. Se considera que un límite inferior un 40 por ciento menor que el valor medio plasmaría tanto la incertidumbre inherente a una estimación sobre el costo de una actividad que no se llevaría a cabo hasta un mínimo de 60 años después, como la posibilidad de que el costo de desmantelamiento sea finalmente menor debido a la experiencia adquirida por la industria en este tipo de operaciones en el gap que separaría la redacción de este informe del momento en el que se realice este desmantelamiento. Por otro lado, se considera que un límite superior un 40 por ciento mayor que el valor medio abarcaría tanto la incertidumbre inherente a una estimación de este tipo, como otras recientes estimaciones realizadas a nivel de país o industria (27) que indican que el costo de desmantelamiento podría ser superior a lo indicado. Por ejemplo, el costo medio de desmantelamiento estimado para el parque nuclear español podría ser superior a 2.500 \$/kWe, mientras que en Alemania se estima que se necesitarán del orden de 1.400 \$/kWe para desmantelar su parque nuclear (48), y un informe gubernamental francés ha concluido recientemente que la estimación de costos realizada por Electricité de France (EDF) para el desmantelamiento de reactores franceses es muy inferior a lo considerado en el propio informe (49).

Costos de desmantelamiento para LWR/HWR (\$/kWe-año)	
Partida	Valor promedio
31: Mano de obra	11,1
32: Equipamiento	3,0
33: Disposición	4,7
34: Otros	8,9
30: Desmantelamiento	27,7

Tabla 5-28. Estimación de costos para la partida de desmantelamiento con tecnología DECON para los escenarios de referencia de LWR y HWR

Estos costos incluyen la descontaminación y restauración del emplazamiento, y la gestión en el emplazamiento del combustible gastado hasta su transporte a un almacén centralizado o geológico profundo. Se proporcionan valores en dólares por megavatio y por año porque en el modelo se asume que se haría frente a los costos de desmantelamiento mediante una reserva propia que se iría acumulando año a año. Los costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR se presentan en la sección 6.2.5.

Al contrario que para el caso de las centrales LWR y HWR, no se han realizado estimaciones de costos detalladas de la etapa de desmantelamiento para centrales de tecnología SMR. No obstante, sí se han realizado estudios que indican que los costos de desmantelamiento se ven afectados por factores de escala (43). Esto implica que los costos por kilovatio eléctrico instalado disminuyen al aumentar los propios kilovatios eléctricos instalados, y viceversa. Concretamente, en estos estudios se estima que el costo por kilovatio eléctrico instalado de una central de 335 MWe sería más de 3 veces superior (43) que el costo por kilovatio eléctrico instalado de una central nuclear LWR o HWR de 1340 MWe. Por otra parte, también se indica que, debido a sus características técnicas, y para el caso de la tecnología de desmantelamiento DECON, los costos de desmantelamiento por kilovatio eléctrico instalado de un reactor SMR se reducirían en un 19 por ciento en comparación con los de un reactor LWR o HWR de potencia instalada similar. La Tabla 5-29 presenta la estimación de costos de desmantelamiento para una central SMR comercial o prototipo, calculados teniendo en cuenta los parámetros de comparación indicados, es decir, factor de escala y factor ahorro por tecnología, y los costos obtenidos para el escenario de referencia LWR o HWR.

Costos de desmantelamiento para SMR (\$/kWe-año)	
Partida	Valor medio
31: Mano de obra	15,7
32: Equipamiento	4,3
33: Disposición	6,7
34: Otros	12,6
30: Desmantelamiento	39,2

Tabla 5-29. Estimación de costos para la partida de desmantelamiento con tecnología DECON para el escenario de referencia SMR

Se considera que un rango de un $\pm 50\%$ entorno al valor promedio plasmaría tanto la incertidumbre inherente a la estimación sobre el costo de una actividad que no se llevaría a cabo hasta pasados más de 60 años, como la incertidumbre inherente al diseño y funcionamiento de la propia tecnología SMR. Los costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR se presentan en la sección 6.2.5.

6. FACTORES CON IMPACTO SOBRE EL COSTO DEL CICLO DE VIDA DE UNA CENTRAL NUCLEAR Y LA RENTABILIDAD DEL PROYECTO

Los factores con impacto sobre el costo del ciclo de vida de una central nuclear y la rentabilidad del proyecto identificados como aplicables para el desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile se definen y analizan en la presente sección. Se indica, para cada factor, qué representa, cómo impacta sobre el costo del ciclo de vida y sobre la rentabilidad del proyecto, y cómo se representa en el modelo. Se presentan, por una parte, factores propios de Chile, y, por otra parte, factores propios de proyectos de centrales nucleares de potencia. Estos factores permiten flexibilizar el modelo más allá de poder modificar los costos de referencia presentados en el apartado anterior.

6.1. Factores propios de Chile

Se entiende como factores propios de Chile, por un lado, aquellas características propias del país que tendrían un impacto sustancial sobre el costo total de una Central Nuclear de Potencia en Chile, y, por otro lado, el grado de implicación local en el proyecto. Concretamente, se analizan los siguientes factores: sismicidad, mano de obra local, participación de la industria local, y localización de la central y precio de la electricidad y servicio de potencia.

6.1.1. Sismicidad

El estudio que Dames and Moore realizó para la CCHEN en el año 1978 para la selección de sitios para emplazamiento de una CNP en Chile concluyó que la aceleración pico del suelo del terremoto de parada segura sería de aproximadamente 0,6g. Este valor es el doble que el estipulado para la central de referencia, basado en la aceleración pico de suelo para el terremoto de parada segura del AP-1000 (50) y de numerosos otros diseños, que es de 0,3g. También se concluyó en dicho estudio que el costo adicional de una central de 1000 MWe de potencia sería de unos 400 a 600 millones de dólares (de 1978). No obstante, debido a la antigüedad del estudio indicado, se decide realizar un nuevo análisis del factor sismicidad en base a referencias y a la opinión de expertos.

En 1977, JD Stevenson publicó el estudio *The Economic Effect of Increased Seismic Load on Nuclear Power Plant Design and Construction Costs* (51), en el que se concluyó que el costo adicional asociado a diseñar y construir una central para un terremoto de parada segura de 0,6g en lugar de 0,2g no es despreciable, y se situaría en torno a los 23,8 millones de dólares de 1977, sin contar intereses, o, lo que es lo mismo, aproximadamente un 5 por ciento del costo directo de una central. Según el estudio, este sobre costo se distribuiría entre la preparación del terreno,

y el diseño, construcción, e instalación de estructuras, componentes mecánicos, componentes del sistema de vapor nuclear (*Nuclear Steam Supply System (NSSS)*), y sistemas de distribución, un esfuerzo ingenieril adicional, y edificio de turbinas. El estudio de JD Stevenson permite concluir que el impacto que el factor sismicidad tiene sobre el costo total de una CNP se limita a ciertas partidas de la Inversión Inicial. No obstante, no se puede extrapolar el costo adicional calculado por JD Stevenson directamente a dólares de 2016 porque algunas de las hipótesis tomadas no son válidas. Valga como ejemplo que, conservadoramente, se da un valor elevado de sobrecosto para los equipos del sistema de vapor nuclear, cuando hoy en día se conoce que los equipos de estos sistemas aguantarían sismos de más de 0,5g de aceleración pico de suelo debido a que se diseñan para aguantar otros tipos de accidentes como casos de latigazo de tubería que hacen que el diseño final sea muy robusto ante demandas sísmicas (52). Por otra parte, los equipos de instrumentación y control, que son muy sensibles y, por lo tanto, han de ser muy robustos ante la vibración producto de un sismo, no se incluyeron en el alcance de equipos afectados por el sismo. De hecho, el propio J.D. Stevenson rehízo su estudio en el 2003, arrojando nuevos valores que aproximan el costo adicional por diseñar y construir una CNP para 0,6g en lugar de para 0,3g a un 10 por ciento de los costos totales de la central (53). No obstante, en esta referencia no se expone de forma clara cuál sería el aumento total de costo ni su distribución entre las diferentes partidas de la Inversión Inicial.

Existe un estudio reciente al respecto de los beneficios de las estructuras de aislamiento sísmico que también proporciona una estimación gruesa del aumento de costo del diseño y construcción de las estructuras de una instalación nuclear por pasar a 0,6g en lugar de 0,3g (54). Concretamente, este estudio indica que el aumento de costo asociado al diseño y construcción de las estructuras de una instalación nuclear sería de un 6 por ciento, o 35 millones de dólares de 2016 (54). Este valor no incluye el sobrecosto de equipos ni está calculado para estructuras tales como las de una central nuclear, así que únicamente se puede tomar el porcentaje de aumento como un valor mínimo orientativo para el sobrecosto a asociar a toda una central nuclear.

El departamento de Geología de la Universidad de Chile realizó en 2009 un estudio de caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile que incluyó una estimación de gruesa del sobrecosto que supondría diseñar y construir una central nuclear en una zona de alta sismicidad como lo es Chile. Dicha estimación indica que el sobrecosto sería de aproximadamente 640 millones de dólares de 2009, que representaría un 16 por ciento de un costo Overnight de 4.000 millones de dólares de 2009, repartiéndose entre los costos de pre-construcción, costos de equipos, y costos de obra civil.

Finalmente, se ha realizado una consulta tanto a expertos sísmicos como a responsables de adquisición de equipos de proyectos EPC de IDOM al respecto del sobre costo que supondría diseñar y construir una central nuclear en una zona de alta sismicidad con respecto a una convencional de 0,3g. A partir de las opiniones de los expertos, y de la estimación realizada por el departamento de Geología de la Universidad de Chile, se extraen las conclusiones siguientes (véase la Tabla 6-1):

- El costo de los trabajos previos a la construcción aumentaría, de forma conservadora, 40 millones para hacer frente, principalmente, a las tareas de caracterización, análisis, y selección del emplazamiento.
- El costo total de materiales de construcción aumentaría, conservadoramente, un 20 por ciento para hacer frente al mayor volumen de obra civil a realizar.
- El costo total de los equipos del sistema de vapor nuclear aumentaría, conservadoramente, un 10 por ciento para absorber el costo de los análisis y pruebas de campo adicionales que se tengan que llevar a cabo para demostrar que aguantarían un sismo de 0,6g de aceleración pico de suelo.
- El costo total de equipos eléctricos y de generación aumentaría, conservadoramente, en un 30 por ciento para absorber los costos adicionales de diseño, pruebas, fabricación, y homologación. Se tiene en cuenta además la dificultad que podría existir para adquirir este tipo de equipos en el mercado actual debido a la no construcción de centrales nucleares de potencia en zonas de alta sismicidad.
- El costo total de equipos de instrumentación y control aumentaría, conservadoramente, en un 30 por ciento para absorber los costos adicionales de diseño, pruebas, fabricación, y homologación. Se tiene en cuenta además la dificultad que podría existir para adquirir este tipo de equipos en el mercado actual debido a la no construcción de centrales nucleares de potencia en zonas de alta sismicidad.
- El costo total de equipos mecánicos aumentaría, conservadoramente, en un 15 por ciento para absorber los costos adicionales de diseño, pruebas, fabricación, y homologación, y la necesidad de soportes más robustos. Este aumento tiene en cuenta también la dificultad que podría existir para adquirir este tipo de equipos en el mercado actual debido a la no construcción de centrales nucleares de potencia en zonas de alta sismicidad.

Sobrecosto por factor sismicidad	
Partida	Aumento
11: Pre-construcción	40 M\$
122: Materiales de construcción	20%
123: Equipos del sistema nuclear	10%
124: Equipos eléctricos y de generación	30%
125: Equipos de instrumentación y control	30%
126: Equipos mecánicos	15%

Tabla 6-1. Porcentaje de sobrecosto por factor sismicidad

La Tabla 6-2 presenta, a modo de ejemplo, la estimación del sobrecosto por sismicidad (en dólares de 2016) asociado al diseño y construcción de una central nuclear de tecnología LWR como la del escenario de referencia para un terremoto de parada segura de 0,6g. Se ha obtenido esta estimación a partir de los porcentajes de sobrecosto indicados en la Tabla 6-1 y la estimación de costos del escenario de referencia presentada en la Tabla 5-8.

Sobrecosto por factor sismicidad LWR para el valor promedio		
Partida	Valor	
11: Pre-construcción	40	M\$
122: Materiales de construcción	103,0	\$/kWe
123: Equipos del sistema nuclear	57,2	\$/kWe
124: Equipos eléctricos y de generación	160,3	\$/kWe
125: Equipos de instrumentación y control	105,9	\$/kWe
126: Equipos mecánicos	107,3	\$/kWe

Tabla 6-2. Sobrecosto por factor sismicidad para LWR

El sobrecosto por sismicidad presentado en la Tabla 6-2 corresponde a un 12 por ciento del costo Overnight, siendo, en total, de aproximadamente 1.321 millones de dólares, o 660,5 millones de dólares por unidad. La estimación realizada es por lo tanto coherente con lo indicado en el estudio de caracterización de riesgos naturales para el desarrollo de un programa núcleo-eléctrico en Chile, y con lo indicado por J.D. Stevenson en la revisión de 2003 de su estudio.

El factor sismicidad se incluye en el modelo mediante los porcentajes de aumento indicados en la Tabla 6-1. Los costos estimados para los escenarios de referencia de las partidas afectadas se multiplican por el factor de aumento, o se adiciona una cantidad fija como en el caso de la

Pre-construcción, para obtener el costo estimado de las partidas afectadas ya considerando el factor sismicidad. Dicho factor se puede anular en caso de incluir datos de entrada que ya incorporen el ajuste sísmico.

6.1.2. Mano de obra local

Una de las principales características de cada país es su propia mano de obra local. Su costo tiene un claro impacto sobre los costos generales del proyecto, pudiendo abaratar o encarecer las partidas siguientes:

- 121 Mano de obra (en construcción)
- 127 Ingeniería y Project Management
- 211 Personal
- 31 Mano de obra (en desmantelamiento)

En la fase de construcción de una central nuclear, la gran mayoría de mano de obra será local. En el caso de estudio se considera que la mano de obra local puede representar un 90% puesto que Chile es un país con un tejido industrial y de infraestructuras desarrollado. El porcentaje restante correspondería a mano de obra muy especializada y generalmente aportada por el tecnólogo o proveedores de los componentes. En caso de construcciones modulares, habría que analizar la posibilidad de fabricar los módulos a nivel nacional. Para SMR se puede asumir pues una reducción del porcentaje de mano de obra local al 75%.

En cuanto a la ingeniería y project management, la participación local se puede situar en torno al 60%, de manera similar a lo que se dio en España con la primera generación de centrales nucleares. En posteriores proyectos, este porcentaje se podría incrementar hasta prácticamente el 100%.

Durante la operación de la central, la mayoría de centrales recurren a personal local, formado e integrado en el proyecto, a ser posible, desde el inicio de la construcción. El 100% del personal de planta se puede considerar pues local.

Finalmente, en desmantelamiento, tras la experiencia ganada por la industria local a lo largo de la operación de las centrales, la mayoría de las actividades podrían realizarse con mano de obra local, exceptuando algunas tareas como por ejemplo el corte en ambientes especialmente radiactivos. Parece razonable pues asumir un 90% de mano de obra local en esta última fase del ciclo de vida de la central.

Porcentaje de mano de obra local			
Partida	LWR	HWR	SMR
121: Mano de obra (en construcción)	90%	90%	75%
127: Ingeniería y Project management	60%	60%	60%
211: Personal	100%	100%	100%
31: Mano de obra (en desmantelamiento)	90%	90%	90%

Tabla 6-3. Estimación del porcentaje de mano de obra local para los escenarios de estudio.

Los porcentajes de participación local se pueden ajustar en el modelo.

Para ajustar los costos de mano de obra al escenario de implantación en Chile, se comparan los salarios anuales promedio de Chile con el promedio de los países de la OECD.

Salarios promedio anuales a precios constantes de 2016									
(2016US/año)	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016
Chile	23.164	24.859	25.959	26.197	27.064	27.790	27.964	27.628	28.434
OECD	37.114	37.316	37.552	37.629	37.664	37.861	38.109	38.700	39.285

Tabla 6-4 Comparativa de costos de mano de obra entre Chile y el promedio de la OECD

Desde el 2008, el costo promedio de la mano de obra en Chile ha sido un 62-73% del promedio de los países de la OECD. Si bien la tendencia general ha sido positiva, se propone utilizar un valor promedio histórico de 70% (promedio 2008-2016) para el ajuste de costos dentro del modelo.

Proporción de Chile con respecto a salario promedio anual de países de la OECD (OECD base 100%)									
(55) (56)									
(%)	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016
Chile	62%	67%	69%	70%	72%	73%	73%	71%	72%

Tabla 6-5 Valores porcentuales del salario promedio en Chile con respecto al promedio de la OECD

Cabe mencionar que el usuario puede cambiar esta hipótesis en los anexos del Modelo.

6.1.3. Participación de la industria local

Análogamente a la participación de mano de obra local, también hay que tener en cuenta la participación de la industria local en la provisión de materiales y componentes, así como de servicios técnicos. Las partidas afectadas en este caso son:

- 122 Obra civil

- 123 Equipos del sistema nuclear
- 124 Equipos eléctricos y de generación
- 125 Equipos de instrumentación y control
- 126 Equipos mecánicos
- 212 Contratos de O&M
- 213 Materiales
- 214 Inversiones
- 32 Equipamiento

En este caso la participación de la industria local variará bastante según la estrategia nacional y el impulso que se le dé al desarrollo del tejido industrial nuclear, sobre todo en cuanto a los materiales y componentes más específicos. Un país con una fuerte apuesta por la energía nuclear podría apostar por el desarrollo de una industria especializada con grandes centros de investigación, ingenierías, empresas de fabricación de componentes, etc. Es el caso de lo que se hizo en España, donde inicialmente se propusieron más de 20 centrales nucleares y se creó una empresa de fabricación de componentes, una empresa especializada en capacitación de operadores y personal de planta, una empresa de ingeniería, etc.

En el caso de Chile, el programa nuclear sería de menor escala por lo que no tendría sentido un tal desarrollo de la industria de apoyo. Así, como primera aproximación se puede asumir que casi todos los materiales de obra civil durante la construcción serán locales mientras que todo el sistema nuclear se diseñará y fabricará en el extranjero. En cuanto a los equipos eléctricos, de instrumentación y control y mecánicos, la industria local tendrá una capacidad de diseño y producción parcial, sobre todo para los equipos más convencionales y no directamente relacionados con el control del reactor. En España, la primera central se construyó con un 43% de participación local mientras que en la segunda central ascendió al 60%.

En fase de operación, la posibilidad de participación de la industria local iría creciendo con el tiempo. Conservadoramente se establece una participación nacional de alrededor del 50-60% aunque podría llegar a ser más.

Finalmente, en fase de desmantelamiento, el equipamiento podría ser prácticamente todo local.

Porcentaje de participación de la industria local	
Partida	LWR/HWR/SMR
122: Obra Civil	90%
123: Equipos del sistema nuclear	0%
124: Equipos eléctricos y de generación	50%
125: Equipos de instrumentación y control	50%
126: Equipos mecánicos	60%
212: Contratos de O&M	60%
213: Materiales	50%
214: Inversiones	50%
32: Equipamiento	90%

Tabla 6-6. Estimación del porcentaje de participación de la industria local para los escenarios de estudio.

Los porcentajes de participación local se pueden ajustar en el modelo.

El porcentaje de participación es multiplicado por un factor de conversión (véase la Figura 6-1) derivado de la media entre el Índice de Precios al Consumidor (IPC) y la Paridad de Poder Adquisitivo (PPA) de Chile contra la media de la Unión Europea (28 países).

<p>Fórmula de factor calculado con el IPC</p> $Factor\ IPC_{Base\ UE} = \frac{\left(\frac{1}{IPC_{Chile-base\ EEUU}}\right)}{\left(\frac{1}{IPC_{UE-base\ EEUU}}\right)}$	<p>Fórmula de factor calculado con el PPA</p> $Factor\ PPA_{Base\ UE} = \frac{\left(\frac{1}{TC_{CLP-USD}/PPA_{Chile}}\right)}{\left(\frac{1}{TC_{€-USD}/PPA_{UE}}\right)}$
--	--

Figura 6-1. Factor de conversión para el IPC y para el PPA

Dónde:

$Factor\ IPC_{Base\ UE}$ – Factor de ajuste calculado a partir del IPC base Unión Europea

$IPC_{Chile-base\ EEUU}$ – IPC de Chile con base Estados Unidos de América

$IPC_{UE-base\ EEUU}$ – IPC de la Unión Europea con base Estados Unidos de América

$Factor\ PPA_{Base\ UE}$ – Factor de ajuste calculado a partir del PPA base Unión Europea

$TC_{CLP-USD}$ – Tipo de cambio Peso Chileno – Dólares de los Estados Unidos de América

$TC_{€-USD}$ – Tipo de cambio euros – Dólares de los Estados Unidos de América

PPA_{Chile} – PPA de Chile con base en EEUU

PPA_{UE} – PPA de la Unión Europea con base en EEUU

Ajuste para participación de la Industria nacional	Factor de Ajuste IPC		Factor de Ajuste PPA		Promedio
	Base EEUU	Base EU (28)- Inverso	Base EEUU - Inverso	Base EU (28) - Inverso	
OECD- Europea	114,3	1,00	0,81	1,00	1,00
Chile	126,1	0,91	0,58	0,71	0,81
EEUU	100,0	1,14	1,0	1,24	1,19

Tabla 6-7 Estimación de factor de ajuste de costos por participación de empresas nacionales y uso de materiales locales

6.1.4. Localización de la central

La localización de la central afecta principalmente al sumidero de calor del sistema terciario. En caso de que la central nuclear se situase en el mar, el sumidero de calor del sistema terciario sería el propio mar, mientras que, si la central se sitúa en el interior, junto a un río o lago, el sumidero de calor podría ser el propio río o lago, aunque es más probable que fuese necesario instalar una torre de refrigeración de tiro natural o torres de refrigeración de tiro forzado. Por lo tanto, situar una central nuclear en el interior podría resultar, en principio, más costoso debido a la posibilidad de tener que hacer frente a la instalación de torres de refrigeración. No obstante, debido a la posibilidad de Tsunami producto de la alta sismicidad de Chile, una central nuclear, de construirse junto al mar, debería, a tenor de lo indicado por expertos, elevarse unos 20 metros por encima del nivel del mismo, con la consiguiente obra civil extra e instalación de una casa de bombas que permita elevar el agua de mar hasta el emplazamiento, o debería construirse un *Sea Wall* que protegiese a la central de inundaciones marinas. Tras consultarlo con expertos, se conoce que el costo de construir una torre de refrigeración y el costo de construir la central nuclear en un emplazamiento elevado con la consiguiente casa de bombas serían equivalentes. En consecuencia, se concluye que la localización de la central no tiene afectación sobre el costo de vida de una central nuclear y la rentabilidad del proyecto en el nivel de detalle del estudio actual.

Por otro lado, de la localización de la central dependerá el nodo al que se conecte y la infraestructura de conexión necesaria. El modelo da la opción de seleccionar un nodo concreto del sistema eléctrico chileno y así definir el precio de la energía en dicho nodo (ver apartado siguiente). En cuanto a la infraestructura de conexión necesaria, el modelo permite seleccionar el número de subestaciones y los kilómetros de línea necesarios. Al no conocer la localización de la posible central los escenarios de estudio asumen las hipótesis mencionadas en el apartado 5.1.2.

6.1.5. Precio de la electricidad y servicio de potencia

Desde la reforma del sector eléctrico que concluye en 1982, el mercado eléctrico está en manos privadas y se divide en tres actividades: generación, transmisión y distribución de suministro eléctrico. Estas actividades son desarrolladas por empresas que son controladas en su totalidad por capitales privados, mientras que el Estado ejerce funciones de regulación, fiscalización y planificación indicativa de inversiones en generación y transmisión.

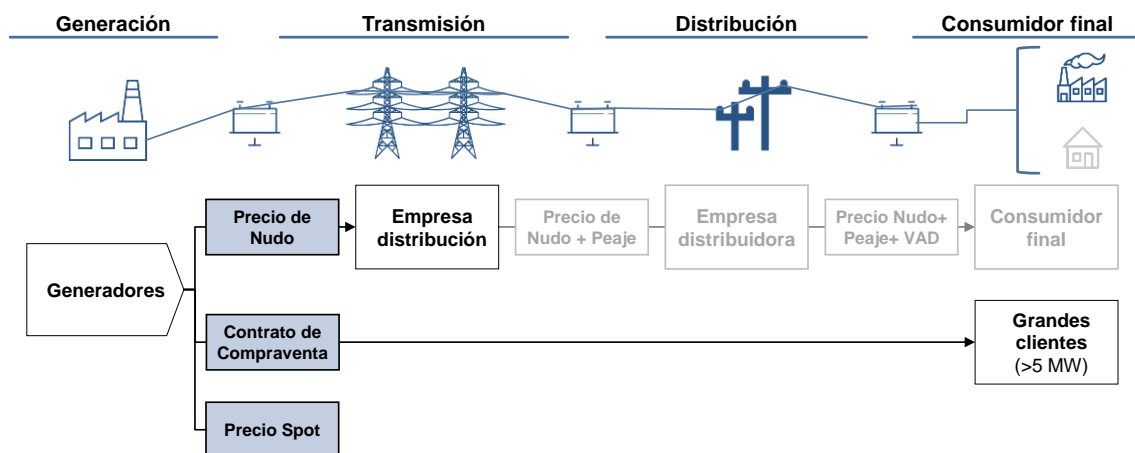


Figura 6-2. Mercado eléctrico Chileno

Las empresas en la fase generación se encargan de la producción de la energía eléctrica a través de distintas tecnologías (hidroeléctrica, termoeléctrica, eólica, solar, y otras). La transmisión, corresponde al conjunto de líneas, subestaciones y equipos destinados al transporte de electricidad desde los puntos de producción (generadores) hasta los centros de distribución o consumo. La distribución es la actividad que se encarga de llevar la energía hacia los usuarios finales, en este caso, a todas las instalaciones, líneas y transformadores que operan en tensión nominal igual o inferior a 23 kV.

En cuanto a los modelos de venta de energía de las empresas generadoras se pueden distinguir los siguientes modelos:

- **Precio de Nudo:** es el precio regulado efectuado a la demanda de las empresas concesionarias de distribución.
- **Contrato de compraventa:** se realizan a precios libremente pactados entre los generadores y clientes finales con potencia superior a 5 MW (grandes clientes).

- **Precio spot:** precio que se cobra en el mercado por la compraventa de electricidad entre generadores, con el objetivo de garantizar la eficiencia y la seguridad del sistema establecido por el Coordinador Eléctrico Nacional.

El modelo incluye la posibilidad de ajustar el precio de venta de la electricidad al precio por nudo o introducir un valor definido por el usuario. Esta última opción es útil para valorar los impactos en los cambios del precio de la electricidad en la rentabilidad de la CNP.

Como guía para definir el precio de electricidad a introducir por el usuario, se utiliza el Precio Medio de Mercado (PMM). EL PMM de cada sistema se determina con los precios medios de los contratos informados por las empresas generadoras a la Comisión Nacional de Energía. El valor para cada sistema es calculado con el precio promedio ponderado de los PMM mensuales por la energía mensual generada.

Se observa en la Figura 6-3 los PMM mensuales del periodo 2007-2017. En los últimos dos años, el PMM en el Sistemas Interconectados Central ha sido ligeramente mayor que el del Sistemas Interconectados Norte Grande.

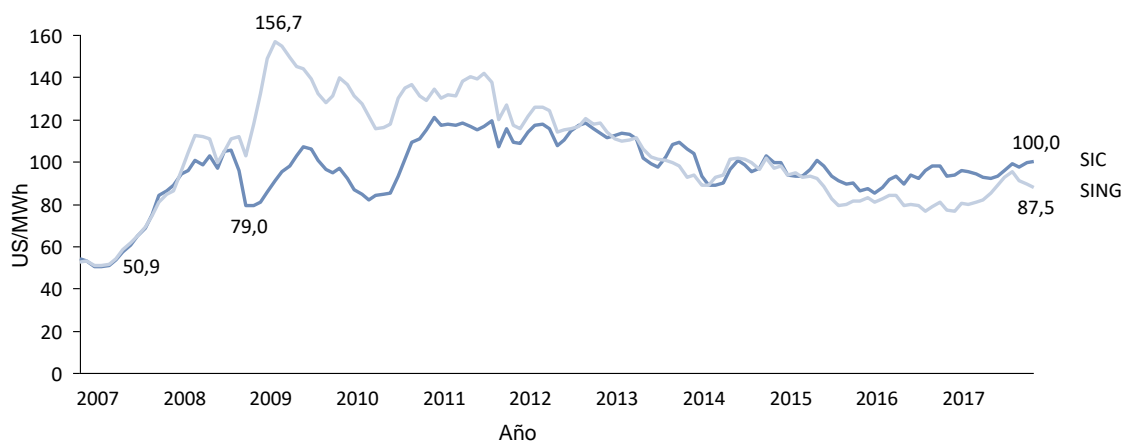


Figura 6-3. PMM mensuales del periodo 2007-2017

La opción de ajustar los precios de electricidad al precio de nudo, incluye la alternativa de usar los precios actuales o de proyectar al precio de venta futuro. Para hacer esta proyección del precio de los servicios de suministro eléctrico y de potencia, se implementó la metodología de indexación de licitaciones de suministro del Precio de Nudo de Energía de Largo Plazo (PNELP) de la Comisión Nacional de Energía, representada en la Figura 6-4.

$$PNELP = PNELP_{Base} \cdot \left(a_1 \cdot \frac{PPDiesel}{PPDiesel_0} + a_2 \cdot \frac{PPCarbón}{PPCarbón_0} + a_3 \cdot \frac{PGNL}{PGNL_0} + a_4 \cdot \frac{CPI}{CPI_0} \right)$$

$$PNPLP = PNPLP_{base} \cdot \left(\frac{CPI}{CPI_0} \right)$$

Donde:

- PNELP*: proyección del precio de nudo de energía de largo plazo en el año (i)
- PNPLP*: proyección del precio de nudo de potencia de largo plazo en el año (i)
- PNELP_{Base}*: es el precio de nudo de energía de largo plazo base en el punto de oferta (seleccionado por el usuario)
- PNPLP_{Base}*: es el precio de nudo de potencia de largo plazo base en el punto de oferta (seleccionado por el usuario)
- PPDiesel*: es el precio de paridad anual del Brent de las proyecciones del Canada Energy National Board en el año (i)
- PPDiesel₀*: es el precio de paridad anual de Brent de las proyecciones del Canada Energy National Board en el año (i-1)
- PPCarbón*: es el precio de paridad anual del Carbón de las proyecciones del Banco Mundial en el año (i)
- PPCarbón₀*: es el precio de paridad anual de Carbón de las proyecciones del Banco Mundial en el año (i-1)
- PGNL*: es el precio de paridad anual del gas natural de las proyecciones del Banco Mundial en el año (i)
- PGNL₀*: es el precio de paridad anual de gas natural de las proyecciones del Banco Mundial en el año (i-1)
- CPI*: es el Consumer Price Index (USA), de acuerdo al Bureau of Labor Statistics y proyecciones del Fondo Monetario Internacional en el año (i)
- CPI₀*: es el Consumer Price Index (USA), de acuerdo al Bureau of Labor Statistics y proyecciones del Fondo Monetario Internacional en el año (i-1)

Figura 6-4. Metodología de indexación de licitaciones de suministro del Precio de Nudo de Energía a Largo Plazo de la Comisión Nacional de energía

Si bien, esta metodología se utiliza para la estimación de precios a un plazo menor de 1 año, se limitó el crecimiento al precio de venta máximo histórico.

6.1.6. Precio de venta de agua potable y vapor

Adicional a la venta de electricidad y servicio de potencia, la CNP podría tener usos complementarios como desalinización y venta de vapor de baja presión para district heating y procesos industriales. En este apartado se estiman el precio de venta de estos servicios.

Para estimar un precio de venta de agua potable, se analizaron las tarifas vigentes promedio para servicio no punta a noviembre de 2017 y su comparativa con el valor de 2016 para distintas regiones en las que, de manera preliminar, podría estar instalada la CNP. Se observa en la Tabla 6-8 que los precios varían entre 0,75 y 2,30 \$/m³ y han tenido un incremento anual de promedio de 0,9%. El modelo considera el precio promedio de 1,38 \$/m³.

Precio del agua potable en Regiones de Chile				
Promedio de Tarifas vigentes de Agua potable no punta (Nov. 2017)				
Región	2016 (CLP/m ³)	2017 (CLP/m ³)	Incremento anual (%)	2017 (\$/m ³)
Antofagasta	1.442,2	1.454,4	0,9%	2,30
O'Higgins	472,9	475,8	0,6%	0,75
Maule	502,5	509,5	1,4%	0,81
Coquimbo	1.040,8	1.047,4	0,6%	1,66
Promedio	864,6	871,8	0,9%	1,38
Tipo de cambio CLP/US\$	631,0			

Tabla 6-8. Precio del agua potable en Regiones de Chile

Por otro lado, al no contar con precios de venta de vapor en Chile, se realizó un *benchmark* de precio en otros países donde este tipo de servicio es común. Si bien, cada país tiene sus propias características de mercado y de medios de generación de vapor, el análisis de estos precios podría servir para obtener un valor inicial a incorporar en el Modelo. Se observa un rango de 16,4 a 125,6 \$/MWth con una mediana de 75,3 \$/MWth. En el modelo se introduce un valor conservador, modificable por el usuario, de 60 \$/MWth.

Lugar	Precio (\$/MWth)
Promedio Francia	83,9
Controlado Paris	71,9
Promedio Europa	78,8
Islandia	19,1
Dinamarca	125,6
EEUU	16,4
MAX	125,6
MIN	16,4
MEDIANA	75,3

Tabla 6-9 Benchmark de precios de venta de vapor

6.2. Factores propios del proyecto

6.2.1. Tiempo de construcción y de operación

El tiempo de construcción de una central nuclear es uno de los elementos críticos en el control de costos de la misma. El periodo habitual de construcción de una unidad LWR o HWR es de unos 6 años mientras que para un SMR se estima en unos 4 años. Sin embargo, muchos son los casos en los que la construcción se alarga por motivos que pueden ir desde una mala gestión del proyecto hasta errores de diseño pasando por asuntos regulatorios. Como mínimo el alargamiento del tiempo de construcción conlleva tener más tiempo a la mano de obra, ingeniería y Project management contratada y un importante sobre costo a nivel financiero al tener que

alargar el período de préstamo y por lo tanto aumentar el valor de los intereses. El modelo recoge estos dos sobrecostos al definir un tiempo de construcción superior al habitual.

Es cierto que, según sea el motivo del retraso de la construcción, habrá otra serie de costos extras asociados. Sin embargo, no se contemplan en el análisis actual, aunque podrán formar parte de algún escenario de riesgo estudiado en la siguiente etapa del proyecto. Por ejemplo, un error de diseño conllevará sobrecostos de re-diseño y re-fabricación. Nuevos requisitos regulatorios a mitad del proyecto podrán obligar a la modificación de sistemas ya construidos. Por este motivo es importante fijar los requisitos regulatorios en fase de diseño, para así evitar problemas durante la construcción.

6.2.2. Número de unidades

Es muy habitual encontrar centrales nucleares con varios reactores. Construcciones actuales como Barakah en Emiratos Árabes Unidos y Sinop y Akkuyu en Turquía cuentan cada uno con 4 reactores. El factor de escala asociado al número de unidades por central presenta beneficios en todas las fases del ciclo de vida de la central puesto que se optimiza el uso de recursos (humanos y de materiales) tanto en el propio emplazamiento como en los suministradores.

Con el fin de tener en cuenta el factor de escala respecto a las estimaciones realizadas sobre un caso de referencia, se ha definido una función en base a algunos datos disponibles, referencias con estudios de detalle (5) (27) (6) (57) (58) y al conocimiento de los expertos.

En fase de construcción y de desmantelamiento se considera:

1 unidad	2 unidades	3 unidades	4 unidades
1,16	1,00	0,9	0,83

Tabla 6-10. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR

Los datos de la tabla se ajustan con la ecuación:

$$factor\ escala\ por\ número\ de\ unidades = -0,24 * \ln(n^o\ unidades) + 1,163$$

En operación la reducción al pasar de 1 unidad a 2 unidades se estima mayor:

1 unidad	2 unidades	3 unidades	4 unidades
1,30	1,00	0,9	0,83

Tabla 6-11. Factor de escala por número de unidades para los costos de operación

Para los SMR:

1 unidad	2 unidades	3 unidades	4 unidades	5 unidades	6 unidades	8 unidades	12 unidades
1,244	1,135	1,071	1,025	0,990	0,961	0,916	0,852

Tabla 6-12. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR

Los datos de la tabla se ajustan con la ecuación:

$$factor\ escala\ por\ potencia = -0,158 * \ln(n^{\circ}\ unidades) + 1,244$$

6.2.3. Potencia del reactor por unidad

La potencia del reactor por unidad lleva igualmente asociado un factor de escala que supone que los costos no aumentan proporcionalmente con la potencia. Por ejemplo, se necesita prácticamente el mismo personal para operar una central de 1.000 MWe que una de 1.400 MWe.

Con el fin de tener en cuenta el factor de escala respecto a las estimaciones realizadas sobre un caso de referencia, se ha definido una función en base a algunos datos disponibles, referencias con estudios de detalle (5) (27) (6) y al conocimiento de los expertos.

600 MW	900 MW	1000 MW	1200 MW	1350 MW	1400 MW	1600 MW
1,34	1,14	1,09	1,00	0,95	0,94	0,9

Tabla 6-13. Factor de escala por potencia

Los datos de la tabla se ajustan con la ecuación:

$$factor\ escala\ por\ potencia = -0,459 * \ln(P) + 4,267$$

La ecuación se aplica en construcción, operación y desmantelamiento de LWR y HWR.

Para los SMR, los datos disponibles son escasos y basados en estimaciones por lo que no se aplica factor de escala. La posible variación de los costos en función de la potencia se puede representar moviendo los costos dentro del rango propuesto. Esta aproximación es de hecho conservadora al aumentar la potencia por unidad de SMR.

6.2.4. Tipo de ciclo de combustible

La industria nuclear de generación de energía eléctrica plantea dos tipos de ciclos de combustible: el ciclo abierto y el ciclo cerrado. La principal diferencia entre ambos acercamientos

radica en el tratamiento del combustible gastado, pues mientras que en el ciclo abierto se almacena, pasando por diferentes instalaciones como son la piscina de combustible, el almacenamiento en seco, y el almacenamiento geológico profundo, en el ciclo cerrado el combustible gastado se reprocesa, obteniendo, por una parte, una fracción de Uranio y una fracción de Plutonio que podrían volver a utilizarse en un reactor nuclear, y, por otra parte, residuos radioactivos. Por consiguiente, la elección al respecto del tipo de ciclo de combustible afecta principalmente al costo del *back-end*. Podría afectar al costo del *front-end* en caso de que la central pudiese operar con combustible del tipo Mixed OXide fuel (MOX). Se asume sin embargo en el contexto del desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile que las centrales de referencia no están preparadas para utilizar combustible MOX, pues esto implicaría la realización de nuevas inversiones para adaptar la tecnología del reactor al uso de este tipo de combustible.

La Figura 6-5 muestra la comparación de estimaciones de costos de *back-end* de ciclo de combustible para ciclo abierto y ciclo cerrado presentadas en diferentes documentos (59). Se observa que el costo del *back-end* del ciclo cerrado es siempre mayor que el del ciclo abierto. Este costo incluye la operación de reprocesamiento, un crédito, es decir, un beneficio, por el Uranio que se obtiene del reprocesamiento, y una carga⁹ por el Plutonio que se reprocesa.

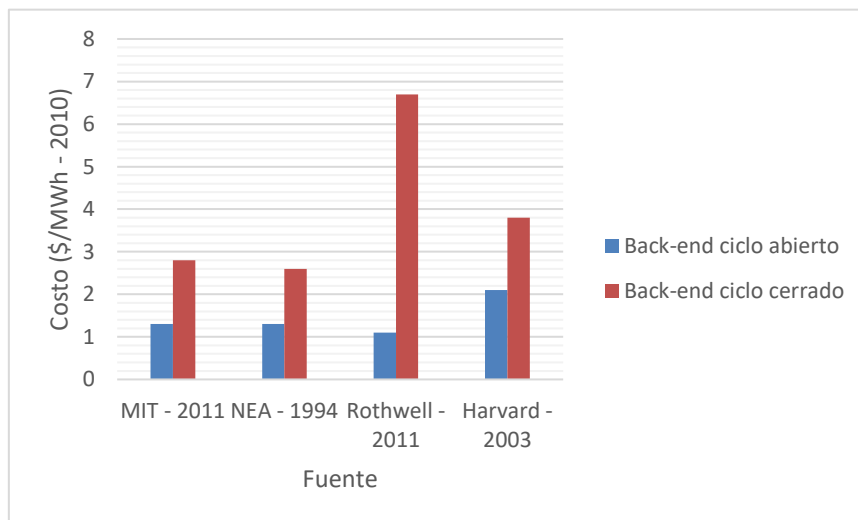


Figura 6-5. Comparación de estimaciones de costos de *back-end* de diversas referencias

⁹ Debido a la incertidumbre existente al respecto de la gestión del Plutonio como combustible gastado, el Plutonio obtenido en el reprocesamiento tiene un valor negativo para la central que lo ha producido. Es decir, la central que lo produce debería realizar un pago para deshacerse de él.

En base a los datos presentes en la Figura 6-5, se estima que el costo del *back-end* de un ciclo cerrado es 2,21 veces superior que el costo del *back-end* de un ciclo abierto, tanto para la tecnología LWR, como para la SMR. También podría realizarse la misma consideración para la tecnología HWR, pero se ha de tener en cuenta que el reprocesamiento del combustible gastado de un reactor HWR no es atractivo (60) debido a la baja fracción de Uranio-235 y Plutonio que contiene. La Tabla 6-14 y la Tabla 6-15 presentan la estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para las tecnologías LWR y SMR. El costo de *back-end* no incluye el transporte a uno de los centros de reprocesamiento existentes en la actualidad¹⁰, sino que supone la existencia de un centro de reprocesamiento cercano.

Costo desglosado de ciclo de combustible cerrado para LWR (\$/MWh)

Partida	Valor promedio	Repartición (%)
22: Costos del ciclo de combustible	9,0	100
221: Minería y conversión	3,0	33
222: Enriquecimiento	1,9	21
223: Fabricación	0,9	10
224: Back-end	3,2	26

Tabla 6-14. Estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para centrales de tecnología LWR

Costo desglosado de ciclo de combustible cerrado para SMR (\$/MWh)

Partida	Comercial	Prototipo	Repartición (%)
22: Costos del ciclo de combustible	11,9	14,3	100
221: Minería y conversión	4,5	5,4	38
222: Enriquecimiento	2,8	3,4	24
223: Fabricación	1,4	1,7	12
224: Back-end	3,2	3,8	27

Tabla 6-15. Estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para centrales de tecnología SMR

El modelo permite al usuario seleccionar el tipo de ciclo de combustible que desee incorporar en la evaluación económico-financiera del proyecto. Si selecciona un ciclo de combustible cerrado,

¹⁰ Los centros de reprocesamiento actuales están en Francia, Rusia, Reino Unido, e India (53).

se multiplica la estimación de la partida 224: Back-end obtenida para un ciclo abierto por el factor 2,21 indicado anteriormente.

6.2.5. Tipo de desmantelamiento

La tecnología SAFSTOR se diferencia de la DECON en que los trabajos de descontaminación y desmantelamiento del emplazamiento no empiezan inmediatamente después del cese de la operación de la central, sino que se mantiene el emplazamiento en reposo durante un periodo de latencia determinado con el objetivo de permitir que disminuya la actividad de las estructuras, sistemas, y componentes de la central, y a posteriori se realizan estos trabajos. De esta manera, las tareas de descontaminación y desmantelamiento se realizan en ambientes de menor dosis radioactiva, sin la necesidad de utilizar ni las medidas de protección ni los equipos especializados propios del acercamiento DECON. Por el contrario, el emplazamiento necesita ser protegido y gestionado durante un tiempo más longevo que para la tecnología DECON. Ambas diferencias causan que los costos de desmantelamiento mediante tecnología SAFSTOR puedan ser diferentes que los asociados a la tecnología DECON.

La literatura al respecto de los costos de desmantelamiento de centrales LWR y HWR de generación I/II con tecnología SAFSTOR es extensa puesto que estos costos han sido objeto de multitud de estudios para obtener valores orientativos que permitiesen evaluar su impacto en la evaluación económico-financiera de un proyecto de CNP, y conocer la cantidad de fondos necesarios para hacerles frente. No obstante, de manera similar a la tecnología DECON, la mayoría de datos disponibles al respecto de los costos de desmantelamiento SAFSTOR no son aplicables al desarrollo de un Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile Modelo por las mismas razones que las dadas en la sección 5.3. Por lo tanto, el acercamiento seguido para realizar una estimación de los costos de desmantelamiento SAFSTOR es equivalente al utilizado para estimar los costos de desmantelamiento DECON. Es decir, se obtiene una estimación de costos de desmantelamiento de una central LWR o HWR con tecnología SAFSTOR a partir de las estimaciones realizadas para las centrales de Oyster Creek (46), y, San Onofre (47). En este caso, no obstante, se estiman los porcentajes de aumento o disminución de los costos de las partidas de desmantelamiento presentes en la estructura de costos (véase la Tabla 5-4). La Tabla 6-16 muestra los porcentajes de aumento o disminución estimados.

LWR - HWR porcentaje de aumento (+) o disminución (-)		
Partida	Porcentaje (%)	Razón
31: Mano de obra	+16	Una mayor duración de la etapa de desmantelamiento implica costos adicionales de personal, principalmente asociados a la gestión del emplazamiento y los servicios de seguridad.
32: Equipamiento	-39	El desarrollo de las tareas de descontaminación y desmantelamiento en ambientes menos agresivos implica un ahorro en equipamiento.
33: Disposición	-10	Los residuos tienen una menor actividad radioactiva con lo que su gestión, tratamiento, y traslado es más económico.
34: Otros	+33	Una mayor duración de la etapa de desmantelamiento implica costos adicionales de tasas y seguros y un mayor consumo de energía.

Tabla 6-16. Porcentajes de aumento y disminución de los costos de las partidas de desmantelamiento considerando las diferencias entre tecnología SAFSTOR y DECON

Aplicando estos porcentajes a los valores presentados en la Tabla 5-28 se obtiene la estimación del costo de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en los escenarios de referencia indicados para las tecnologías LWR y HWR. La Tabla 6-17 presenta dicha estimación:

Costos de desmantelamiento para LWR/HWR (\$/kWe-año)	
Partida	Valor promedio
31: Mano de obra	12,8
32: Equipamiento	1,9
33: Disposición	4,2
34: Otros	10,0
30: Desmantelamiento	29,0

Tabla 6-17. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en los escenarios de referencia de LWR y HWR

Estos costos incluyen un periodo de latencia, la gestión en el emplazamiento del combustible gastado, y la descontaminación y restauración del emplazamiento.

Respecto a reactores de tecnología SMR, al contrario que para el caso de las centrales LWR y HWR, no se han realizado estimaciones de costos detalladas de la etapa de desmantelamiento para este tipo de centrales. No obstante, en el documento *Competitiveness of Small-Medium, New Generation Reactors: A Comparative Study on Decommissioning*, se indica que, debido a sus características técnicas, y para el caso de la tecnología de desmantelamiento SAFSTOR, los costos de desmantelamiento por kilovatio eléctrico instalado de un reactor SMR se reducirían en

un 13 por ciento en comparación con los de un reactor LWR o HWR de potencia instalada similar. Por consiguiente, se estiman los costos de desmantelamiento SAFSTOR de una central de tecnología SMR a partir de la estimación presentada en la Tabla 6-17 para centrales LWR – HWR, el porcentaje de reducción por tecnología indicado, y el factor de escala presentado en la sección 5.3. La Tabla 6-18 muestra dicha estimación en dólares de 2016.

Costos de desmantelamiento para SMR (\$/kWe-año)	
Partida	Valor promedio
31: Mano de obra	22,9
32: Equipamiento	3,3
33: Disposición	7,6
34: Otros	17,9
30: Desmantelamiento	51,7

Tabla 6-18. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en el escenario de referencia de SMR

El modelo permite al usuario seleccionar el tipo de desmantelamiento que desee incorporar en la evaluación económico-financiera del proyecto. En caso de que se seleccione el acercamiento SAFSTOR, se aplican los valores estimados indicados en la Tabla 6-17 o la Tabla 6-18 en lugar de los costos estimados de desmantelamiento del acercamiento DECON presentados en la sección 5.3.

6.2.6. Modelo de propiedad

El modelo de propiedad de la CNP, entendido como la participación del sector público y privado en la inversión del proyecto (*equity*), impacta en dos factores clave: los Impuestos Sobre Beneficio y el Costo del Capital Propio (Ke).

Cabe mencionar que el Modelo de propiedad no se refiere al modelo de operación o de Asociación Público Privada (APP) de la CNP. Si bien los distintos modelos APP son importantes para la transferencia de riesgos entre las partes interesadas en el desarrollo de la CNP, el modelo, que busca estimar la rentabilidad a nivel proyecto y la rentabilidad del inversionista, no entra en el detalle de los modelos contractuales ni en las condiciones de las formas de pago entre ellos.

Propiedad	Participación	Impuesto Sobre Beneficio (ISB)	Costo de Capital Propio
Público	A definir (%)	67%	6%
Privado	A definir (%)	27%	6,0-7,8%

Tabla 6-19 Características del modelo de propiedad

De acuerdo con la Circular SII N° 52, 10.10.2014 y el Artículo 2 del D.L. No. 2.398, de 1978, las empresas de propiedad pública chilenas deben contribuir al estado con un impuesto del 67% sobre el beneficio, mientras que las empresas de propiedad privada con el 27%.

El Costo de Capital Propio (K_e) representa la Tasa Interna de Retorno (TIR) mínima esperada por los inversionistas del proyecto. Para el caso del sector público, se utiliza un Costo de Capital Propio (K_e público) de 6,0% definido por la CCHEN como tasa social para proyectos del estado. Para el sector privado se calcula el Costo de Capital Propio (K_e Privado) teórico con base en el Modelo de Valoración de Activos Financieros o (*Capital Asset Pricing Model* (CAPM)).

El CAPM es un modelo usado en economía financiera para determinar la tasa interna de retorno de un proyecto de inversión. El modelo considera un valor de riesgo del mercado (determinado por el factor beta (β), que denota volatilidad del sector), una prima de riesgo determinada por el país destino de la inversión, así como un retorno esperado de la inversión en un mercado libre de riesgo. Adicionalmente, la WNA recomienda agregar una prima de riesgo adicional para proyectos nucleares de valores de 3 al 5% (61).

$$CAPM = T_L + \beta(P_{CH} + P_N - T_L)$$

T_L - Tasa libre de riesgo

β - Beta de la industria

P_{CH} - Prima de riesgo en Chile

P_N - Prima de riesgo para Nuclear

Ecuación 1 Modelo de valoración de activos financieros

El valor beta utilizado en el modelo está estimado como el promedio del valor teórico del sector (62) y los reportados por cinco industrias de generación de energía eléctrica que cuentan con CNP.

	Damodaran – Utilities (2017)	Endesa	E.ON	RWE	Iberdrola	Electrabel	Modelo
Beta	0,38	0,81	0,61	0,58	0,62	0,54	0,81

Tabla 6-20 Valores de Beta

El modelo permite al usuario elegir de entre dos cálculos de CAPM, uno con la Tasa libre de Riesgo EEUU y otro con base en la Tesorería General de la República (2,5%, bono a 10 años en EEUU; 4,6%, BTP-10), ambos utilizan el valor beta promedio, la prima de riesgo de inversión

de país Chile (6,55%), y la prima de riesgo nuclear dentro del rango sugerido por MIT (63) (2,5%). Con lo anterior, se obtiene un costo de fondos propios privados de 7,8% a 8,2%.

	Endesa	E.ON	RWE	Iberdrola	Electrabel (64)	Modelo
Ke (%)	6,3	6,2	6,4	6,1	6,6	7,8-8,2%

Tabla 6-21 Comparativa de Costos Fondos Propios Privados

En cualquiera de sus casos, se puede apreciar que al agregar la prima nuclear sugerida por el estudio de MIT, el Costo de los Fondos Propios Privados arrojado por el modelo es ligeramente superior a los reportados por empresas de generación en Europa.

Al ponderar el Ke Privado y Ke Público por la participación de cada sector (a definir) se obtiene un Ke global que representa el Costo de Fondos Propios del *equity*.

6.2.7. Financiación

Otro de los factores incorporados al modelo es la estructura de la financiación y sus condiciones. El modelo considera la estructura del capital, donde el usuario incorpora el porcentaje de los fondos ajenos (deuda *senior*) y de los fondos propios (*equity*). Para los fondos ajenos (deuda *senior*) se indica la tasa de interés, el periodo de carencia y el plazo de pagos. Durante este plazo de carencia, típicamente el mismo número de años que lo que dura la construcción de la primera unidad, el inversionista no paga los costos financieros, pero los intereses anuales aplican sobre la deuda inicial. Para incorporar estos supuestos de la estructura del financiamiento, se utiliza el Costo Medio Ponderado de Capital (WACC¹¹ por sus siglas en inglés).

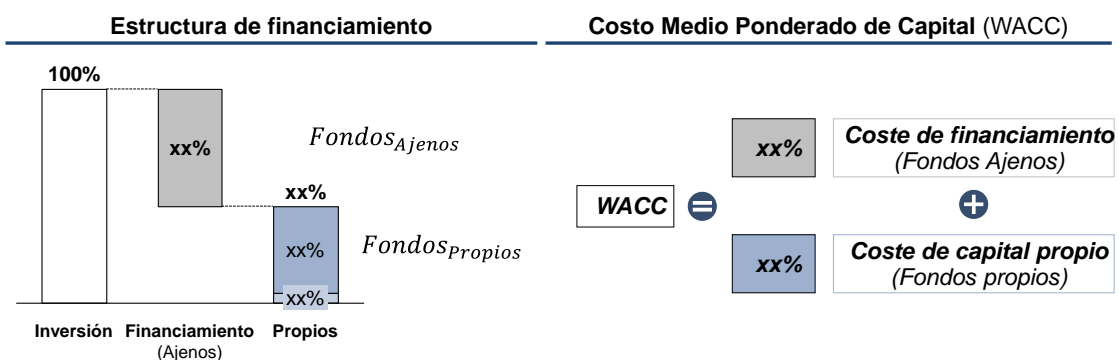


Figura 6-6. Estructura de financiamiento y WACC

¹¹ WACC: Weighted Average Cost of Capital.

El WACC pondera el K_e global del público y privado que participan en el *equity* con el costo de financiamiento.

Cálculo del Costo Medio Ponderado de Capital (WACC)

$$\begin{array}{l}
 \boxed{\text{WACC}} = \boxed{\text{Coste de financiamiento (Fondos}_{Ajenos})} + \boxed{\text{Coste de capital propio (Fondos}_{Propios})} \\
 \text{Coste de financiamiento (Fondos}_{Ajenos}) \\
 xx\% \times [K_i \times (1 - (P_{Priv} \times ISB_{Priv} + P_{Públ} \times ISB_{Públ}))] \\
 \text{Coste de capital propio (Fondos}_{Propios}) \\
 xx\% \times (P_{Priv} \times K_e_{Privado} + P_{Públ} \times K_e_{Público})
 \end{array}$$

Figura 6-7. Cálculo del Costo Medio Ponderado de Capital (WACC)

Dónde:

K_i (%) = Tasa de interés de los fondos ajenos definida por el usuario.

P_{Priv} (%) = porcentaje de participación privada en modelo de propiedad.

ISB_{Priv} (%) = Impuesto sobre beneficio para el inversor privado, equivale al 27 %.

$P_{Públ}$ (%) = porcentaje de participación pública en el modelo de propiedad.

$ISB_{Públ}$ (%) = Impuesto sobre beneficio para el inversor público, equivale al 67 %.

K_e Privados (%) = Costo de Fondos Propios Privado (Capital Asset Price Model).

K_e Públicos (%) = Costo de Fondos Propios Públicos.

7. ESTUDIO DE VIABILIDAD DEL PROYECTO

A partir de las estimaciones de costos y de las hipótesis definidas, el Modelo calcula la rentabilidad financiera de la CNP así como el LCOE. Se estiman los flujos de caja anuales durante el ciclo de operación de la central. Sobre estos flujos, se calculan los ratios de la rentabilidad financiera (TIR, VAN y Payback) desde el punto de vista de:

- El proyecto en su conjunto.
- Inversor de proyecto (*equity*)

El análisis desde la óptica del proyecto permite conocer la rentabilidad del mismo independientemente de las fuentes de financiación empleadas. Es decir, los flujos para el cálculo de la rentabilidad del proyecto no consideran los costos financieros.

La TIR del inversionista tiene en cuenta los flujos anuales de financiamiento, considerando que el proyecto es fondeado por una mezcla de *equity* y deuda (fondos ajenos). Si el proyecto es fondeado totalmente por *equity*, la TIR del proyecto y la TIR del inversionista son la misma.

Un proyecto se considera rentable desde el punto de vista financiero en el momento que la TIR del proyecto es mayor que el WACC y que la TIR del inversionista es mayor que el Costo de Fondos Propios (K_e).

Se calcula la rentabilidad de 5 escenarios de estudio que concuerdan con una posible estrategia nuclear en Chile:

- Escenario base LWR
- Escenario base HWR
- Escenario base SMR
- Escenario propuesto por CCHEN
- Escenario base LWR con otras aplicaciones

Con la herramienta facilitada, se podrán analizar escenarios con distintas combinaciones.

7.1. Escenario base LWR

7.1.1. Datos de partida de escenario base LWR

Considerando que un Plan Nuclear de Potencia en Chile podría alcanzar el *Milestone 2* – “*Ready to invite bids for the first NPP*” (Hito 2 – Preparado para solicitar ofertas para la primera CNP) de la IAEA (65), hito final de la fase 2 que incluye todos los trabajos preparatorios y desarrollos regulatorios necesarios en al menos 10 años, se podría esperar que Chile podría materializar la

primera central nuclear en el país en un horizonte de 10 a 20 años (*Milestone 3 – “Ready to commission and operate the first NPP”* Hito 3 – Preparado para la puesta en marcha de la primera central nuclear). Teniendo en cuenta estos plazos se establece como fecha de inicio de construcción estimativa el año 2028.

Además, considerando este horizonte se fija como escenario base un LWR de Generación III+ como los que están siendo planeados, desarrollados y construidos en la actualidad en los países de Oriente Medio y el Norte de África. Esta generación de reactores está mayoritariamente diseñada para una vida de 60 años, y con unos plazos de construcción medios previstos de unos 6 años. Como punto intermedio se fijan 1200MW por reactor en emplazamientos de 2 reactores, con un factor de planta que algunos propietarios estiman que podría alcanzar cotas superiores al 90%, aunque conservadoramente, teniendo en cuenta que se trataría de la primera central nuclear en Chile, se utiliza este número.

Según la IAEA a fecha de 2016 73 de los 448 reactores en operación (aprox. 16%) tienen instalaciones capaces de ofrecer servicios de *district heating* o desalinización por lo que no se considera el uso de otras aplicaciones en el primer escenario base.

En cuanto a factores económicos, para el caso base se fijan aquellos referenciados por las fuentes consultadas y consensuados con la CCHEN, como el reparto de la venta de electricidad por cantidad vertida a la red y potencia disponible fijados en unos valores medios de 70 \$/MWh y 8,2 \$/kW·mes, la tasa de descuento en el 6%, y la asunción de que la inversión en este primer proyecto nuclear en Chile sería 100% pública, con una estructura de capital 60/40 (fondos ajenos/proprios). La Tabla 7-1 presenta los datos de partida del escenario de estudio base para una central de tecnología LWR.

Factor	Unidades	Escenario base LWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	6
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
LWR	MW(e)	1.200
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (Equity)	%	40,0%

Tabla 7-1. Datos de partida para el escenario base LWR

7.1.2. Resultados escenario base LWR

Como resultado de la modelación, la TIR del proyecto es inferior que el WACC (5,5%) y la TIR del inversionista es menor que el Costo de Capital (Fondos propios o equity; 6,0%). Estos índices señalan que, desde el punto de vista financiero, el proyecto no es rentable bajo las hipótesis definidas.

Escenario base LWR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	2,4%
VAN Proyecto @ WACC (mill.)	USD (4.726)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	38 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (equity)	
TIR Proyecto	1,9%
VAN Proyecto @ Ke (mill.)	USD (3.221)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Proyecto	52 años
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.163
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 79,7

Tabla 7-2. Resultados del escenario base LWR

Comparando el LCOE que arroja el modelo para el escenario base LWR con los valores de LCOE de generación nuclear en otros países (y ajustado a una tasa de 7%, que genera un LCOE igual a 88,9 \$/MWh, dado que las referencias de los demás países están calculadas con una tasa de descuento del 7%), se observa que el valor está dentro del rango del resto de países (40,4-100,8 \$/MWh).

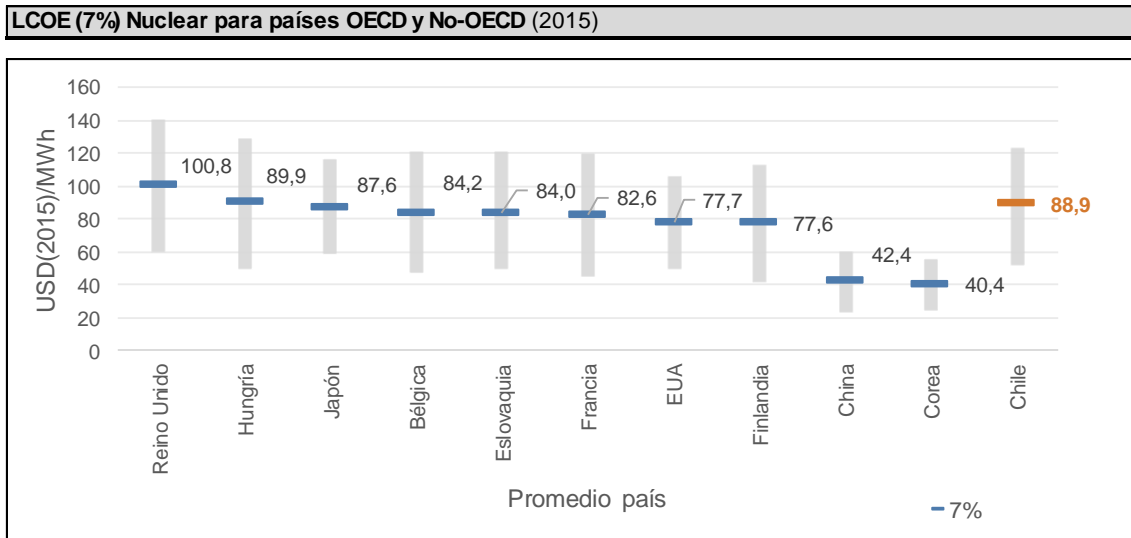


Figura 7-1 Comparativa de LCOE a tasa de 7% para escenario LWR

7.1.3. Análisis de sensibilidad de escenario base LWR

A continuación, se realiza un análisis de sensibilidad sobre los índices de rentabilidad financiera y sobre el LCOE para el escenario base LWR.

Para el análisis de la rentabilidad financiera se evalúa el comportamiento de la TIR ante el cambio de cuatro variables clave: precio de la electricidad, años de construcción, impuestos especiales y factor de planta.

Para el caso del precio de venta de la electricidad, se ha evaluado la rentabilidad dentro de un rango de 60-120 \$/MWh. De acuerdo al análisis realizado, usando el PMM promedio del SIC y SING en 2017 (91,6 \$/MWh), la TIR del proyecto incrementa aproximadamente 1,2 puntos porcentuales y la del inversionista 1,8. El proyecto es rentable para el inversionista a partir de un precio de venta de la electricidad de 131 \$/MWh.

Variación de la TIR al Precio de la electricidad (US/MWh; %)			Variación de la TIR a los años de construcción (años; %)		
Precio de electricidad (US/MWh)	TIR proyecto	TIR inversionista	Años de construcción (años)	TIR proyecto	TIR inversionista
120,0	4,9%	5,4%	9	2,0%	0,4%
110,0	4,4%	4,8%	8	2,1%	0,9%
100,0	4,0%	4,2%	7	2,3%	1,4%
90,0	3,5%	3,5%	6	2,4%	1,9%
80,0	3,0%	2,8%	5	2,5%	2,0%
70,0	2,4%	1,9%	4	2,5%	2,2%
60,0	1,8%	0,5%			

Tabla 7-3 Sensibilidad al precio de la electricidad y periodo de construcción

El análisis para los años de construcción muestra que cuanto mayor sea el periodo de construcción, menor es la TIR. Esto se debe principalmente al incremento de los costos financieros y que, al incrementar este periodo, el proyecto generalmente se enfrenta a mayores costos asociados a mantener la mano de obra y otros servicios profesionales.

Desde el punto de vista del pago de impuestos del sector público, se observa que, a menor porcentaje del impuesto especial adicional a la primera categoría, mayor la rentabilidad. Esto se debe a la aplicación de impuestos sobre los flujos de beneficio (67% para el público), limitando la capacidad del proyecto de pagar su inversión.

Variación de la TIR al Impuesto Especial (%)			Variación de la TIR al factor de planta (%)		
Impuesto Especial (%)	TIR proyecto	TIR inversionista	Factor de planta (%)	TIR proyecto	TIR inversionista
0%	5,1%	4,7%	0,95	2,6%	2,3%
10%	4,5%	4,1%	0,92	2,5%	2,0%
20%	3,9%	3,4%	0,90	2,4%	1,9%
30%	3,2%	2,7%	0,88	2,3%	1,7%
40%	2,4%	1,9%	0,86	2,2%	1,5%
			0,84	2,1%	1,3%
			0,80	1,9%	0,9%

Tabla 7-4 Sensibilidad a la participación pública y al factor de planta

Se analiza también la sensibilidad de la rentabilidad al factor de planta, donde un mayor factor de planta promueve una mayor generación de electricidad y venta, que a su vez incrementan la TIR.

Por otro lado, el análisis de sensibilidad del LCOE se realiza a partir de la variación de ocho variables, de menor a mayor sensibilidad: costos de desmantelamiento, periodo de concesión,

costos de combustible, costos de O&M, periodo de construcción, costos de inversión, tasa de descuento y factor de planta.

El modelo permite al usuario definir la variación porcentual sobre el valor base determinado por el modelo (**79,7 \$/MWh**). Para este análisis se evalúa un cambio de 10% sobre y por debajo del valor del modelo.

Sensibilidad sobre el LCOE

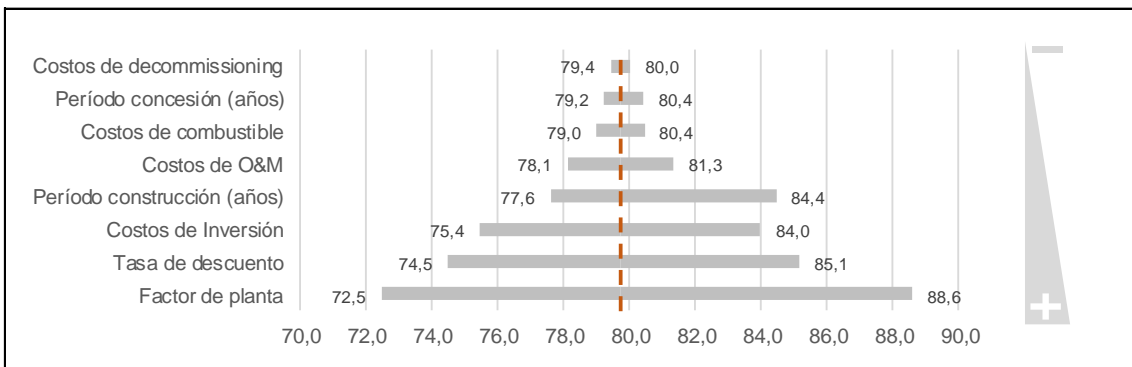


Figura 7-2 Gráfico de tornado de la sensibilidad del LCOE a un 10% de variación

Destaca la variabilidad del LCOE ante el factor de planta, la tasa de descuento, costos de inversión y periodo de construcción, mientras que se observa una menor sensibilidad a variables como costos de O&M, costos de combustible, periodo de concesión y costos de decommissioning. No obstante, la variación del LCOE con respecto al factor de planta no debe relacionarse con un aumento o reducción de los costos del proyecto pues este factor afecta principalmente a la cantidad de energía que produciría la CNP.

Variable	Variación Variable	Valor Bajo	Valor alto	Variación LCOE base
Factor de planta	+/- 10%	72,5	88,6	10%
Tasa de descuento	+/- 10%	74,5	85,1	7%
Costos de Inversión	+/- 10%	75,4	84,0	5%
Período construcción (años)	+/- 10%	77,6	84,4	4%
Costos de O&M	+/- 10%	78,1	81,3	2%
Costos de combustible	+/- 10%	79,0	80,4	1%
Período concesión (años)	+/- 10%	79,2	80,4	1%
Costos de decommissioning	+/- 10%	79,4	80,0	0%

Tabla 7-5 Sensibilidad del LCOE a un 10% de variación

7.2. Escenario base HWR

7.2.1. Datos de partida escenario base HWR

La Tabla 7-6 presenta los datos de partida del escenario de estudio base para una central de tecnología HWR. Los factores tecnológicos se han seleccionado en base a lo esperado por la industria nuclear para la construcción de nuevos reactores HWR. En cuanto a factores económicos, para el caso base se fijan aquellos referenciados por las fuentes consultadas y consensuados con la CCHEN, como el reparto de la venta de electricidad por cantidad vertida a la red y potencia disponible fijados en unos valores medios de 70 \$/MWh y 8,2 \$/kW·mes, la tasa de descuento en el 6%, y la asunción de que la inversión en este primer proyecto nuclear en Chile sería 100% pública, con una estructura de capital 60/40 (fondos ajenos/propios).

Factor	Unidades	Escenario base HWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	6
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
HWR	MW(e)	1.200
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (<i>Equity</i>)	%	40,0%

Tabla 7-6. Datos de partida del escenario HWR

7.2.2. Resultados escenario base HWR

Como resultado de la modelación, la TIR del proyecto es inferior que el WACC (5,5%) y la TIR del inversionista es menor que el Costo de Capital (Fondos propios o *equity*; 6,0%). Estos índices señalan que, desde el punto de vista financiero, el proyecto no es rentable bajo las hipótesis definidas.

Escenario base HWR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	2,1%
VAN Proyecto @ WACC (mill.)	USD (5.512)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	41 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (equity)	
TIR Proyecto	1,4%
VAN Proyecto @ Ke (mill.)	USD (3.693)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Inversionista	56 años
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.660
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 84,0

Tabla 7-7 Resultados del escenario base HWR

Comparando el LCOE que arroja el modelo para el escenario base HWR con los valores de LCOE de generación nuclear en otros países (y ajustado a una tasa de 7%, que genera un LCOE igual a 93,8 \$/MWh, dado que las referencias de los demás países están calculadas con una tasa de descuento del 7%), se observa que el valor dentro del rango del resto de países (40,4-100,8 \$/MWh) y por encima del valor promedio de 80,53 \$/MWh.

LCOE (7%) Nuclear para países OECD y No-OECD (2015)

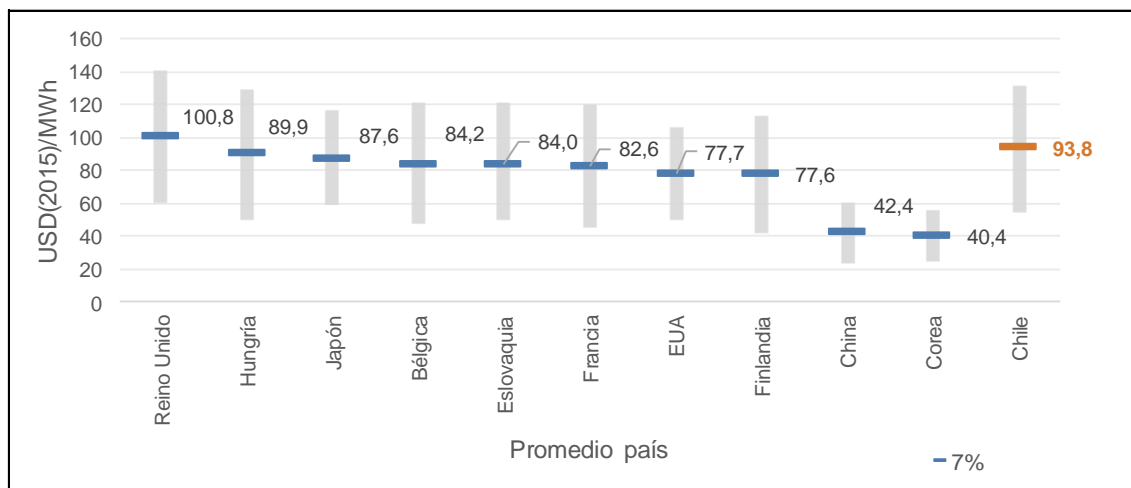


Figura 7-3 Comparativa de LCOE a tasa de 7% para escenario HWR

7.2.3. Análisis de sensibilidad escenario base HWR

A continuación, se realiza un análisis de sensibilidad sobre los índices de rentabilidad financiera y sobre el LCOE para el escenario base HWR.

Para el análisis de la rentabilidad financiera se evalúa el comportamiento de la TIR ante el cambio de cuatro variables clave: precio de la electricidad, años de construcción, impuestos especiales y factor de planta.

Para el caso del precio de venta de la electricidad, se ha evaluado la rentabilidad dentro de un rango de 70-120 \$/MWh. De acuerdo al análisis realizado, usando el PMM promedio del SIC y SING en 2017 (91,6 \$/MWh), la TIR del proyecto incrementa aproximadamente 1,1 punto porcentual y la del inversionista 1,8. El proyecto es rentable para el inversionista a partir de un precio de venta de la electricidad de 141 \$/MWh.

Variación de la TIR al Precio de la electricidad (US/MWh; %)			Variación de la TIR a los años de construcción (años; %)		
Precio de electricidad (US/MWh)	TIR proyecto	TIR inversionista	Años de construcción (años)	TIR proyecto	TIR inversionista
120,0	4,5%	4,9%	9	1,7%	0,2%
110,0	4,1%	4,3%	8	1,9%	0,4%
100,0	3,6%	3,8%	7	2,0%	0,9%
90,0	3,2%	3,1%	6	2,1%	1,4%
80,0	2,7%	2,3%	5	2,2%	1,5%
70,0	2,1%	1,4%	4	2,2%	1,7%

Tabla 7-8. Sensibilidad del precio de la electricidad y precio de la construcción para el escenario HWR

El análisis para los años de construcción muestra que cuanto mayor sea el periodo de construcción, menor es la TIR. Esto se debe principalmente al incremento de los costos financieros y que, al incrementar este periodo, el proyecto generalmente se enfrenta a mayores costos asociados a mantener la mano de obra y otros servicios profesionales.

Desde el punto de vista del pago de impuestos del sector público, se observa que, a menor porcentaje del impuesto especial adicional a la primera categoría, mayor la rentabilidad. Esto se debe a la aplicación de impuestos sobre los flujos de beneficio (67% para el público), limitando la capacidad del proyecto de pagar su inversión.

Variación de la TIR al Impuesto Especial (%)			Variación de la TIR al factor de planta (%)		
Impuesto especial (%)	TIR proyecto	TIR inversionista	Factor de planta (%)	TIR proyecto	TIR inversionista
0%	4,7%	4,0%	0,95	2,4%	1,8%
10%	4,1%	3,4%	0,92	2,2%	1,6%
20%	3,5%	2,8%	0,90	2,1%	1,4%
30%	2,8%	2,1%	0,88	2,0%	1,2%
40%	2,1%	1,4%	0,86	2,0%	1,0%
			0,84	1,9%	0,8%
			0,80	1,7%	0,2%

Tabla 7-9. Sensibilidad a la participación pública y al factor de planta del escenario HWR

Se analiza también la sensibilidad de la rentabilidad al factor de planta, donde mayor factor de planta promueve una mayor generación de electricidad y venta, que a su vez incrementan la TIR.

Por otro lado, el análisis de sensibilidad del LCOE se realiza a partir de la variación de ocho variables, de menor a mayor sensibilidad: costos de decomissioning, periodo de concesión, costos de combustible, costos de O&M, periodo de construcción, costos de inversión, tasa de descuento y factor de planta.

El modelo permite al usuario definir la variación porcentual sobre el valor base determinado por el modelo (**84,0 \$/MWh**). Para este análisis se evalúa un cambio de 10% sobre y por debajo del valor del modelo.

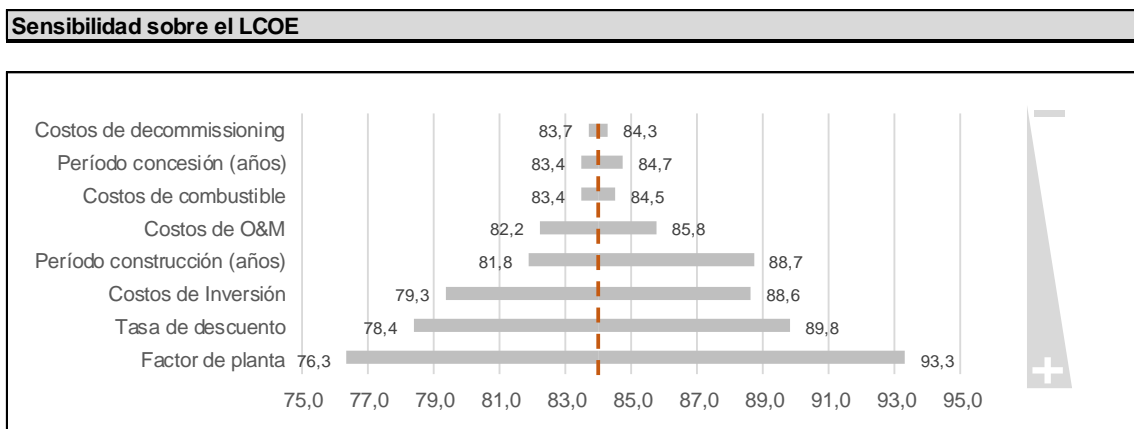


Tabla 7-10. Sensibilidad sobre el LCOE del escenario HWR

Destaca la variabilidad del LCOE ante el factor de planta, la tasa de descuento, costos de inversión y periodo de construcción, mientras que se observa una menor sensibilidad a variables como costos de O&M, costos de combustible, periodo de concesión y costos de decommissioning.

Variable	Variación Variable	Valor Bajo	Valor alto	Variación LCOE base
Factor de planta	+/- 10%	76,3	93,3	10%
Tasa de descuento	+/- 10%	78,4	89,8	7%
Costos de Inversión	+/- 10%	79,3	88,6	6%
Período construcción (años)	+/- 10%	81,8	88,7	4%
Costos de O&M	+/- 10%	82,2	85,8	2%
Costos de combustible	+/- 10%	83,4	84,5	1%
Período concesión (años)	+/- 10%	83,4	84,7	1%
Costos de decommissioning	+/- 10%	83,7	84,3	0%

Tabla 7-11 Sensibilidad del LCOE a un 10% de variación

7.3. Escenario base SMR

7.3.1. Datos de partida escenario base SMR

De acuerdo al estado de desarrollo de los SMR, todavía en fase de diseño o en construcción de los primeros prototipos FOAK, y variedad de diseños se ha establecido una planta de referencia de 400 MWe con 4 unidades de 100 MWe cada una. El resto de los componentes tecnológicos se mantienen respecto a los escenarios base de LWR, HWR, salvo el caso del factor de potencia que se fijado en 95% de acuerdo a las primeras estimaciones optimistas de los tecnólogos en sus diseños.

En cuanto a los factores económicos éstos se mantienen iguales a los de los indicados en los escenarios base de LWR y HWR anteriores.

Factor	Unidades	Escenario base SMR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	4
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
HWR	MW(e)	100
Número de unidades de la central	Unidades	2 (x2)
Factor de Planta	S/D	0,95
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (Equity)	%	40,0%

Tabla 7-12. Datos de partida del escenario base SMR

7.3.2. Resultados escenario base SMR

Como resultado de la modelación, la TIR del proyecto es inferior que el WACC (5,5%) y la TIR del inversionista es menor a cero lo que significa que no se consigue pagar la inversión. Estos índices señalan que, desde el punto de vista financiero, el proyecto no es rentable bajo las hipótesis definidas.

Escenario base SMR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	1,5%
VAN Proyecto @ WACC (mill.)	USD (1.182)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	46 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (equity)	
TIR Proyecto	n.a
VAN Proyecto @ Ke (mill.)	USD (716)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Inversionista	n.a
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.837
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 91,7

Tabla 7-13. Resultados del escenario base SMR

Comparando el LCOE que arroja el modelo para el escenario base SMR con los valores de LCOE de generación nuclear en otros países (y ajustado a una tasa de 7%), se observa que el valor está cerca del límite superior del rango del resto de países (40,4-100,8 \$/MWh).

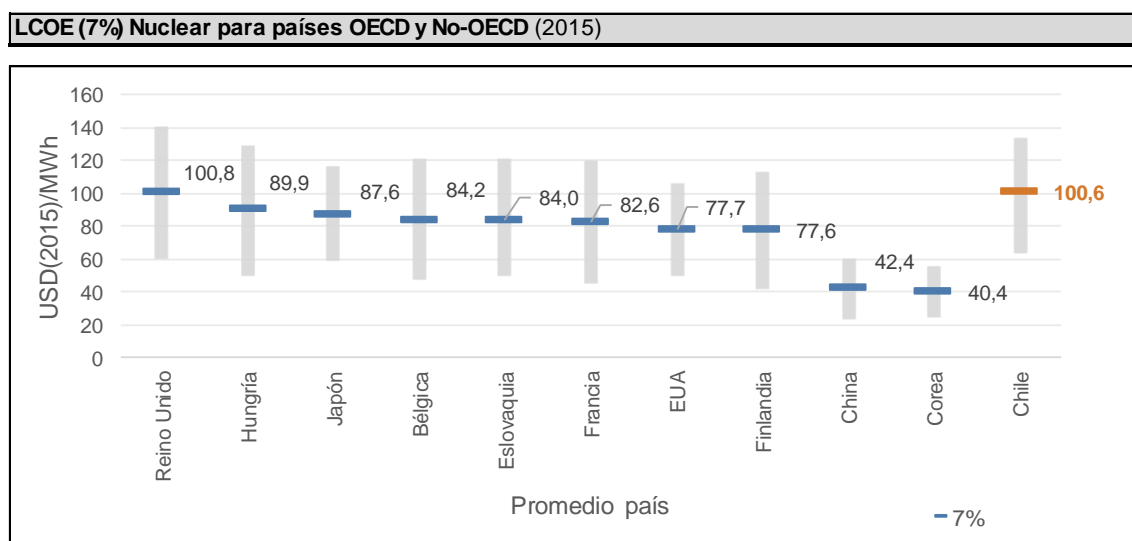


Figura 7-4. Comparativa de LCOE a tasa de 7% para escenario SMR

7.3.3. Análisis de sensibilidad escenario base SMR

A continuación, se realiza un análisis de sensibilidad sobre los índices de rentabilidad financiera y sobre el LCOE para el escenario base SMR.

Para el análisis de la rentabilidad financiera se evalúa el comportamiento de la TIR ante el cambio de cuatro variables clave: precio de la electricidad, años de construcción, participación pública y factor de planta.

Para el caso del precio de venta de la electricidad, se ha evaluado la rentabilidad dentro de un rango de 60-120 \$/MWh. De acuerdo al análisis realizado, usando el PMM promedio del SIC y SING en 2017 (91,6 \$/MWh), la TIR del proyecto incrementa aproximadamente 1,2 puntos porcentuales y la del inversionista pasa de ser negativa a ser de 2,5%. El proyecto es rentable para el inversionista a partir de un precio de venta de la electricidad de 147 \$/MWh.

Variación de la TIR al Precio de la electricidad (US\$/MWh; %)			Variación de la TIR a los años de construcción (años; %)		
Precio de electricidad (US/MWh)	TIR proyecto	TIR inversionista	Años de construcción (años)	TIR proyecto	TIR inversionista
120,0	4,2%	4,5%	9	0,9%	n.a.
110,0	3,7%	3,9%	8	1,0%	n.a.
100,0	3,2%	3,2%	7	1,1%	n.a.
90,0	2,7%	2,4%	6	1,2%	n.a.
80,0	2,1%	1,4%	5	1,4%	n.a.
70,0	1,5%	n.a.	4	1,5%	n.a.
60,0	0,9%	n.a.			

Tabla 7-14. Sensibilidad del precio de la electricidad y precio de la construcción para el escenario SMR

El análisis para los años de construcción muestra que cuanto mayor sea el periodo de construcción, menor la TIR. Esto se debe principalmente al incremento de los costos financieros y que, al incrementar este periodo, el proyecto generalmente se enfrenta a mayores costos asociados a mantener la mano de obra y otros servicios profesionales.

Desde el punto de vista del pago de impuestos del sector público, se observa que, a menor porcentaje del impuesto especial adicional a la primera categoría, mayor la rentabilidad. Esto se debe a la aplicación de impuestos sobre los flujos de beneficio (67% para el público), limitando la capacidad del proyecto de pagar su inversión.

Variación de la TIR al impuesto especial (%)			Variación de la TIR al factor de planta (%)		
Impuesto Especial (%)	TIR proyecto	TIR inversionista	Factor de planta (%)	TIR proyecto	TIR inversionista
0%	3,7%	2,4%	0,95	1,5%	n.a.
10%	3,2%	2,0%	0,92	1,4%	n.a.
20%	2,7%	1,5%	0,90	1,3%	n.a.
30%	2,1%	0,9%	0,88	1,2%	n.a.
40%	1,5%	n.a.	0,86	1,1%	n.a.
			0,84	1,0%	n.a.
			0,80	0,8%	n.a.

Tabla 7-15. Sensibilidad a la participación pública y al factor de planta del escenario SMR

Se analiza también la sensibilidad de la rentabilidad al factor de planta, donde un mayor factor de planta promueve una mayor generación de electricidad y venta, que a su vez incrementan la TIR.

Por otro lado, el análisis de sensibilidad del LCOE se realiza a partir de la variación de ocho variables, de menor a mayor sensibilidad: costos de decomissioning, periodo de concesión, costos de combustible, costos de O&M, periodo de construcción, costos de inversión, tasa de descuento y factor de planta.

El modelo permite al usuario definir la variación porcentual sobre el valor base determinado por el modelo (**91,73 \$/MWh**). Para este análisis se evalúa un cambio de 10% sobre y por debajo del valor del modelo.

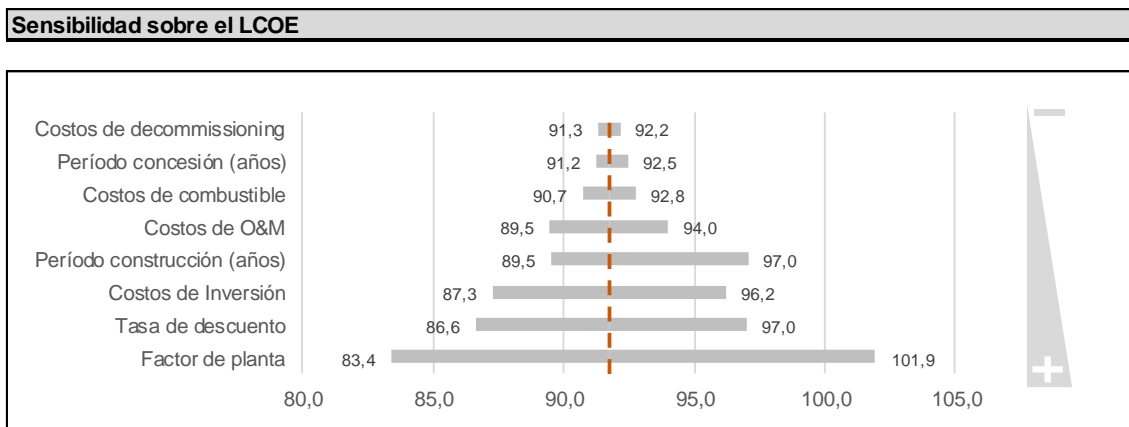


Tabla 7-16. Sensibilidad sobre la LCOE del escenario base SMR

Destaca la variabilidad del LCOE ante el factor de planta, la tasa de descuento, costos de inversión, periodo de construcción y costos de O&M, mientras que se observa una menor

sensibilidad a variables como costos de combustible, periodo de concesión y costos de decommissioning.

Variable	Variación Variable	Valor Bajo	Valor alto	Variación LCOE base
Factor de planta	+/- 10%	83,4	101,9	10%
Tasa de descuento	+/- 10%	86,6	97,0	6%
Costos de Inversión	+/- 10%	87,3	96,2	5%
Periodo construcción (años)	+/- 10%	89,5	97,0	4%
Costos de O&M	+/- 10%	89,5	94,0	3%
Costos de combustible	+/- 10%	90,7	92,8	1%
Periodo concesión (años)	+/- 10%	91,2	92,5	1%
Costos de decommissioning	+/- 10%	91,3	92,2	0%

Tabla 7-17 Sensibilidad del LCOE a un 10% de variación

7.4. Escenario propuesto por CCHEN

7.4.1. Datos de partida de escenario propuesto por CCHEN

La Tabla 7-18 presenta los datos de partida del escenario de estudio base sugerido por la CCHEN.

Factor	Unidades	Escenario base LWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Periodo construcción	(años)	6
Periodo operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
LWR	MW(e)	600
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (Equity)	%	40,0%

Tabla 7-18. Datos de partida del escenario base sugerido por la CCHEN

7.4.2. Resultados de escenario propuesto por CCHEN

Como resultado de la modelación, la TIR del proyecto es muy baja y la TIR del inversionista es inferior a cero lo que indica que no se recupera la inversión. Estos índices señalan que, desde el punto de vista financiero, el proyecto no es rentable bajo las hipótesis definidas.

Escenario propuesto por CCHEN	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	1,3%
VAN Proyecto @ WACC (<i>mill.</i>)	USD (4.043)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	50 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (<i>equity</i>)	
TIR Proyecto	n.a
VAN Proyecto @ Ke (<i>mill.</i>)	USD (2.446)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Proyecto	n.a
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 6.875
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 103,3

Tabla 7-19. Resultados del escenario propuesto por la CCHEN

En este caso, usando el PMM promedio del SIC y SING en 2017 (91,6 \$/MWh), la TIR del proyecto pasaría a ser de 2,3% y la del inversionista de 1,7%. El proyecto sería rentable para el inversionista a partir de un precio de venta de la electricidad de 175 \$/MWh.

7.5. Escenario base LWR con otras aplicaciones

7.5.1. Datos de partida

Se ha evaluado la rentabilidad del proyecto e inversionista para el escenario base LWR con desalinización y calentamiento distrital de manera individual.

Para el escenario con desalinización, se definió una capacidad de desalinización de 195.000 m³/día a un precio medio de venta de 1,38 dólares por metro cúbico. Mientras que para el escenario con calentamiento distrital se definió un escenario con una capacidad de producción de vapor de 2.700 GWh térmicos al año por un periodo de 1.800 horas anuales y a un precio de venta de 60 dólares por MWh térmico.

Escenario base LWR con otra aplicaciones		
con Desalinización		
Tecnología		Ósmosis inversa
Capacidad de desalinización	Miles de m ³ /d	195
Precio de venta por m ³ de agua	US/m ³	1,38
con District Heating		
Capacidad de producción de vapor	GW th	2.700
Precio de venta de vapor	US/MW th	60.00
Horas de operación anuales	Horas/año	1.800

Tabla 7-20 Otras aplicaciones evaluadas

7.5.2.Resultados

La Tabla 7-21 compara los resultados de rentabilidad del escenario base LWR con escenarios en los que se incorporan la desalinización y el district heating. Se puede observar que, con respecto al escenario base, la TIR del proyecto aumenta 0,1 puntos porcentuales para desalinización y disminuye 0,2 para district heating. En la misma línea, TIR del inversionista aumenta 0,2 puntos porcentuales para desalinización y disminuye 0,5 para district heating.

	Escenario base LWR	con desalinización	con district heating
Rentabilidad del PROYECTO			
TIR Proyecto	2,4%	2,5%	2,2%
VAN Proyecto @ WACC (mill.)	USD (4.726)	USD (4.707)	USD (5.390)
WACC	5,5%	5,5%	5,5%
Payback Proyecto	38 años	38 años	40 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (equity)			
TIR Proyecto	1,9%	2,1%	1,4%
VAN Proyecto @ Ke (mill.)	USD (3.221)	USD (3.213)	USD (3.631)
Costo de Capital (Ke)	6,0%	6,0%	6,0%
Payback Proyecto	52 años	50 años	56 años
Costo por kWe y LCOE			
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	5.163	5.283	5.534
LCOE (USD/MWh) *con financieros, sin IVA	79,7	81,9	95,7

Tabla 7-21. Comparación de los resultados con productos alternativos para el escenario LWR

Cabe mencionar que la desalinización, además proveer una rentabilidad mayor al proyecto e inversionista, tiene un menor impacto en el LCOE que el district heating.

7.6. Análisis y observaciones adicionales

Se realiza un análisis del impacto de algunos de los factores sobre el LCOE y el cálculo de rentabilidad, más allá de los ya representados en los análisis de sensibilidad de los cinco escenarios base, para entender los resultados obtenidos y las posibles futuras modificaciones que se puedan realizar. Dicho análisis se realiza sobre el caso LWR de 2 unidades de 1200 MW que resulta el más representativo de la industria. En cualquier otro escenario, las observaciones serían extrapolables.

7.6.1.LCOE

El valor obtenido de LCOE para un escenario de LWR de 1200 MWe cuadra con los datos de la industria, que corresponden esencialmente a reactores LWR de entre 1000 y 1400 MWe. El impacto de la modificación de la potencia de reactor, dentro de ese rango, sobre el LCOE, se representa en la Figura 7-5, retomando los datos de la OECD contra los que se puede comparar.

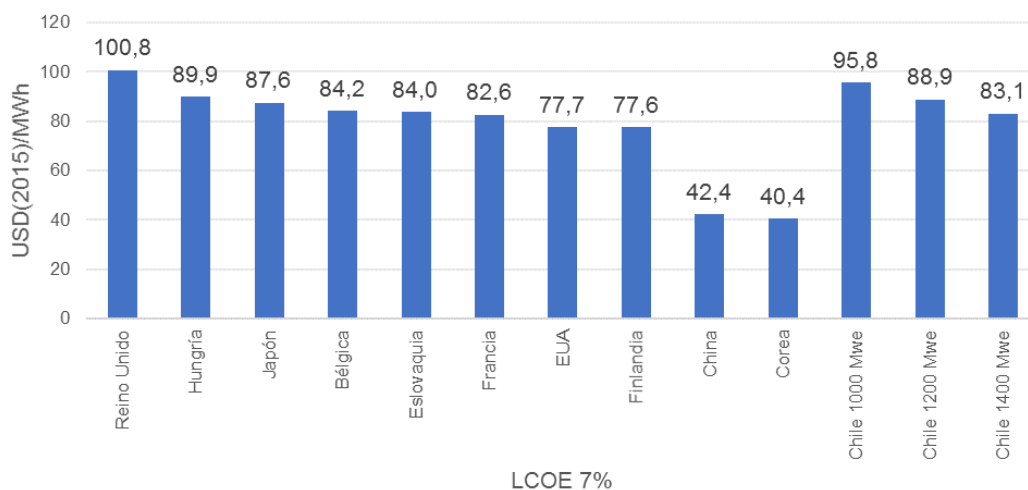


Figura 7-5. LCOE de una planta nuclear en Chile comparado con referencias internacionales

Sobre este LCOE impacta el ajuste realizado para los altos requerimientos sísmicos de una construcción nuclear en Chile. Sin dicho ajuste el LCOE se reduciría entre 6 y 8 \$/MWh.

El ajuste realizado para considerar la participación local también tiene una influencia considerable sobre el LCOE al reducir los costos de algunas partidas de acuerdo con las hipótesis realizadas. Si se elimina del cálculo dicho ajuste, así como el sísmico, el LCOE para una planta con dos reactores de 1200 MWe queda en 95,5 \$/MWh. Este valor, descontado al 7%, correspondería al LCOE con los costos directos del escenario de referencia de LWR definido en el apartado 5.

En cuanto al número de unidades en la nueva central, la Figura 7-6 presenta la diferencia entre 1, 2 y 4 unidades.

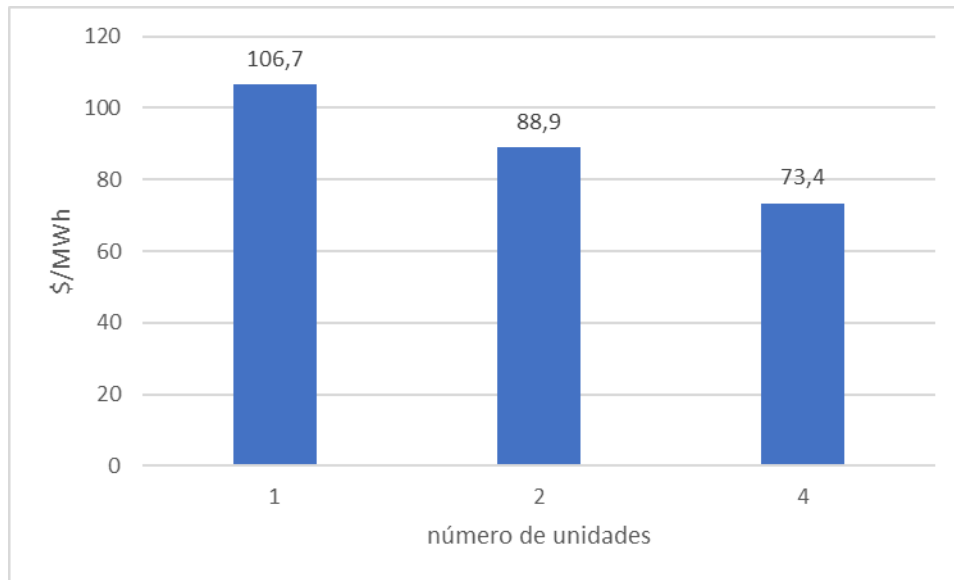


Figura 7-6. LCOE en función del número de unidades

El tipo de financiación modifica los intereses a pagar y como resultado, modifica también el LCOE. Los escenarios se han calculado considerando un 60% de deuda y un 40% de *equity*. Yendo a casos extremos, pasar de una financiación del 100% de deuda al 0% de deuda conlleva pasar de un LCOE de 97,0 \$/MWh a 76,7 \$/MWh.

El hecho de considerar la construcción de la infraestructura de conexión a la red eléctrica en la inversión, pese a que no suele ser responsabilidad directa del propietario de la central, tiene un impacto reducido sobre el LCOE, de en torno a los 1,5 o 2 \$/MWh.

7.6.2. Rentabilidad

Se observa una mala rentabilidad en la mayoría de los escenarios estudiados debido a que el cálculo está muy influenciado por el bajo precio de la energía y por la participación 100% pública.

La Figura 7-7 y la Figura 7-8 recogen los valores del TIR del proyecto y del inversionista respectivamente para distintos escenarios de modelo de propiedad (público vs. privado) y distintos precios de venta de la electricidad entre 70 y 120 \$/MWh.

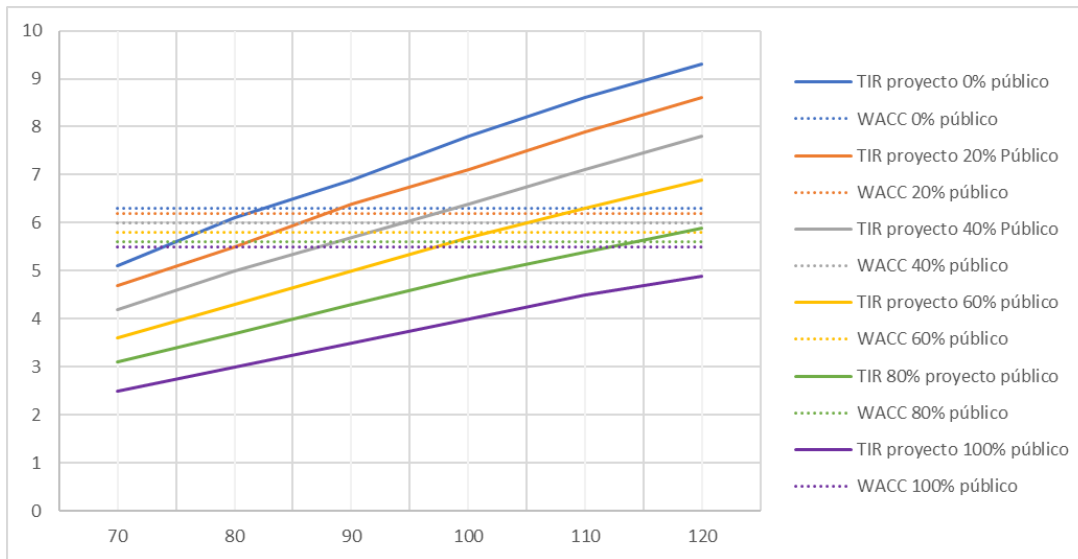


Figura 7-7. TIR del proyecto contra WACC para distintos escenarios del modelo de propiedad y distintos precios de venta de la electricidad

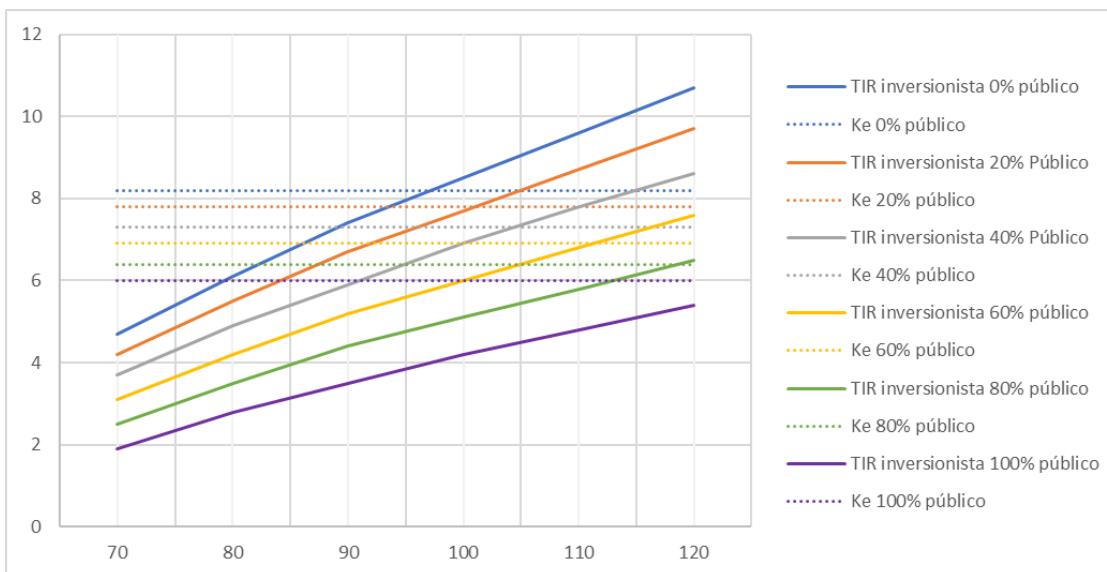


Figura 7-8. TIR del inversionista contra Ke para distintos escenarios del modelo de propiedad y distintos precios de venta de la electricidad

La intersección entre las líneas de TIR y WACC o Ke, según la figura, para un mismo porcentaje de participación pública, corresponde al precio de la energía a partir del cual, para ese modelo de propiedad, el proyecto es rentable desde el punto de vista del proyecto o del inversionista. Así, para un modelo 100% público, el proyecto no llega a ser nunca rentable dentro del rango de precios considerado mientras que para un modelo 100% privado, el proyecto es rentable a partir de algo más de 80 \$/MWh desde el punto de vista del proyecto y algo más de 95 \$/MWh desde el punto de vista del inversionista. Tal y como indican los datos presentados en la Tabla 7-22, a

medida que disminuye el porcentaje de participación pública, el proyecto es rentable a un precio de venta de la energía menor.

Precio orientativo de la energía eléctrica a partir de la cual el proyecto es rentable en función del porcentaje de participación pública		
Porcentaje de participación pública	Precio de la energía en \$ desde el punto de vista proyecto	Precio de la energía en \$ desde el punto de vista inversionista
0	> 82	> 87
20	> 87	> 101
40	> 95	> 105
60	> 102	> 112
80	> 114	> 117
100	Fuera del rango estudiado	Fuera del rango estudiado

Tabla 7-22. Precio de venta necesario para que el proyecto de CNP sea rentable en función del porcentaje de participación pública en el proyecto

8. CONCLUSIONES

El estudio realizado en base a referencias internacionales del sector nuclear ha permitido extraer estimaciones del costo de las distintas partidas del ciclo de vida completo de una central nuclear. Numerosos son los datos disponibles para tecnologías LWR, la más representativa del sector, por lo que, pese a la importante dispersión que presentan, se han podido obtener estimaciones detalladas al respecto. La experiencia internacional en HWR es claramente menor y los datos disponibles no se pueden considerar estadísticamente representativos, por lo que las estimaciones se han realizado mayoritariamente en base a comparaciones tecnológicas con los LWR. En cuanto a los SMR, dado que todavía no se ha construido ninguno, la credibilidad que se le dé a las estimaciones de los tecnólogos debe ser relativa. Aun así, se puede asumir que a largo plazo se cumplirán las expectativas que tiene el sector sobre esta tecnología, añadiendo algún ajuste más conservador.

Las dificultades que muestra el sector a la hora de realizar estimaciones económicas que finalmente se cumplan provienen en gran medida de la cantidad de factores que pueden influir sobre los costos finales de implantación, operación y desmantelamiento. El estudio ha recogido los factores que en esta fase preliminar del programa de potencia nuclear puedan tener un impacto sobre los costos y la rentabilidad del proyecto en Chile. Entre estos factores destacan los requerimientos adicionales debidos a la alta sismicidad de Chile, la participación de mano de obra y de industria nacional, el precio de venta de la energía producida, los tiempos de construcción y operación, el número de unidades por planta y la potencia por reactor. El estudio incluye también la evaluación de posibles servicios adicionales a la producción de energía eléctrica.

Tanto las estimaciones básicas de costos por partida como la influencia de los distintos factores sobre ellas han sido volcadas en un modelo expresamente construido para el estudio, que permite evaluar el LCOE y la rentabilidad del proyecto. Con esta herramienta, se han calculado unos escenarios que encajarían con un plan de potencia nuclear en Chile, de acuerdo con la visión de la CCHEN y con las posibilidades del mercado actual. El LCOE obtenido encaja con los valores habituales en este tipo de proyectos, pero las condiciones definidas hacen que los proyectos no sean rentables desde un punto de vista económico-financiero. Tal y como está ocurriendo en muchos países, las estrategias impositivas, relacionadas en este caso con el modelo de propiedad público vs privado, y el precio de la electricidad serán claves en la viabilidad del proyecto nuclear.

El modelo creado podrá ser utilizado por la CCHEN para analizar distintos escenarios, cambiando las condiciones del estudio, así como las estimaciones de partida una vez se vaya definiendo la

realidad de un posible plan de potencia nuclear. En este sentido, las estimaciones se podrán ajustar una vez se seleccionen aspectos como la localización, la tecnología y el diseño conceptual, el tecnólogo, la potencia, el número de unidades, etc. Hasta que esto se concrete, un análisis más detallado del impacto de algunos de los factores considerados sobre los costos y la rentabilidad, permitiría ajustar algo más los resultados obtenidos. Por ejemplo, respecto al porcentaje de participación nacional, sería interesante realizar un análisis de detalle de la capacidad de participación de la industria chilena a lo largo de toda la cadena de valor del proyecto de implantación de una central nuclear.

En cualquier caso, a lo largo de todo este proceso, la herramienta preparada por IDOM podrá ser utilizada para la comparación a nivel global de los escenarios que se vayan planteando.

9. REFERENCIAS

1. **IDOM Nuclear Services.** *Servicios de consultoría para la realización del estudio: Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile - Oferta técnica.* 2017.
2. **IDOM.** *Informe Parcial 1: Estructura y metodología para el modelo de costos de una central nuclear de potencia en Chile.* 2017.
3. **Ingersoll, Carelli et.** *Chapter 10 – Economics and financing of SMR. Handbook of Small Modular Nuclear Reactors.* 2015.
4. **al., Lovering et.** *Historical construction costs of global nuclear power reactors.* 2016.
5. **NEA.** *Reduction of Capital Costs of Nuclear Power Plants.* 2000.
6. —. *Projected Costs of Generating Electricity.* 2015.
7. —. *Nuclear New Build: Insights into Financing and Project Management.* 2015.
8. **EPIC.** *Analysis of GW-Scale overnight capital costs.* 2011.
9. **WNA.** *The Economics of Nuclear Power.* 2017.
10. —. *Nuclear Power Economics and Project Structuring .* 2017.
11. **Hamilton, Tyler.** \$26B cost killed nuclear bid. *Toronto Star.* 14 de 07 de 2009.
12. **WNA.** *Nuclear Power in Argentina.* 2017.
13. **plant, Qinshan nuclear power.** www.power-technology.com. [En línea]
14. **India Times.** India Is All Set To Trial-Run Its First 700 MW Nuclear Reactor! *India Times.* 01 de 01 de 2017.
15. **AECL.** *Heavy Water reactors physics, concepts and history.* 2008.
16. —. *Differences between PWR and PHWR CANDU.*
17. **Ingersoll, Carelli et.** *Chapter 10 – Economics and financing of SMR. Handbook of Small Modular Nuclear Reactors.* 2015.

18. **NEA.** *Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment.* 2016.
19. **B&V.** *Capital Costs for Transmission and Substations. Updated Recommendations for WECC Transmission Expansion Planning.* 2014.
20. **Invertia.** Red Eléctrica y Engie ponen en servicio línea eléctrica de 600 km en Chile. [En línea] Noviembre de 2017. <https://www.invertia.com/es/-/red-electrica-y-engie-ponen-en-servicio-linea-electrica-de-600-km-en-chile?inheritRedirect=true>.
21. **Expansión.** Abengoa se adjudica la construcción de una línea de alta tensión en Chile por 87 millones. [En línea] Febrero de 2017. <http://www.expansion.com/empresas/energia/2017/02/20/58ab2515e5fdea54558b45bd.html>.
22. **Coordinador Eléctrico Nacional.** *Sistemas Eléctricos de Chile 2017.* 2017.
23. **ALSTOM.** Alstom suministrará cuatro subestaciones para la primera carretera de interconexión eléctrica de Chile. [En línea] 2015. <http://www.alstom.com/es/press-centre/2015/6/alstom-suministrara-cuatro-subestaciones-para-la-primera-carretera-de-interconexion-electrica-de-chile/>.
24. *Initial economic appraisal of nuclear district heating in France.* **CEA-DEN.** 2016, EPJ Nuclea Science Technology.
25. **European Commission.** *Nuclear Illustrative Programme presented under Article 40 of Euratom Treaty for the opinion of the European Economic and Social Committee .* 2016.
26. **NEI.** *Nuclear Costs in Context.* 2017.
27. **NucAdvisor.** *A Worldwide Review of the Cost of Nuclear Power.*
28. **NEI.** *Delivering the Nuclear Promise: Advancing Safety, Reliability and Economic Performance.* 2016.
29. **OPG.** *2012 Nuclear Benchmarking Report.* 2012.
30. **Garrone, P. Locatelli, G. et al.** *Small modular reactors: A comprehensive overview of their economics and strategic aspects.* 2008.
31. **MIT.** *The Future of the Nuclear Fuel Cycle.* 2011.

32. **WNA.** *Nuclear Power Economics.* 2017.
33. —. *The Economics of Nuclear Power.* 2008.
34. *Comparison of Small Modular Reactor and Large Nuclear Reactor Fuel Cost.* **Pannier C., Skoda R.** 2014, Energy and Power Engineering.
35. **AECL.** *AECL-5609: Canadian Power Reactor Fuel.* 1976.
36. **NEA.** *The Economics of the Nuclear Fuel Cycle.* 1994.
37. **Servicio de Impuestos Internos.** UTM - UTA - IPC 2017. [En línea] 2017. http://www.sii.cl/valores_y_fecha/utm/utm2017.htm.
38. **Public Law 85-256.** <https://www.gpo.gov/fdsys/pkg/STATUTE-71/pdf/STATUTE-71-Pg576.pdf>. [En línea] 02 de 09 de 1957.
39. **109-58, Public Law.** <https://www.gpo.gov/fdsys/pkg/PLAW-109publ58/pdf/PLAW-109publ58.pdf>. [En línea] 08 de 08 de 2005.
40. **NEA.** *Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants.* 2016.
41. —. *Decommissioning Nuclear Power Plants: Policies, Strategies and Costs.* 2003.
42. —. *The Practice of Cost Estimation for Decommissioning of Nuclear Facilities.* 2015.
43. *Competitiveness of Small-Medium, New Generation Reactors: A Comparative Study on Decommissioning.* **Locatelli G, Mancini M.** 2010, Journal of Engineering for Gas Turbines and Power.
44. **al., T.S. LaGuardia et.** *AIF/NESP-036: Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates.* 1986.
45. **DOE.** *Decommissioning Handbook.* 1980.
46. **TLG Services, Inc.** *Decommissioning Cost Analysis for the Oyster Creek Nuclear Generating Station.* 2016.
47. **EnergySolutions.** *2014 Decommissioning Cost Analysis of the San Onofre Nuclear Generating Station Units 2 & 3.* 2014.

48. **Energypost.** How much will it really cost to decommission the aging French nuclear fleet? [En línea] Marzo de 2017. <http://energypost.eu/how-much-will-it-really-cost-to-decommission-the-aging-french-nuclear-fleet/>.
49. **Commission du développement durable et de l'aménagement du territoire.** *Rapport d'information relative à la faisabilité technique et financière du démantèlement des installations nucléaires de base.* 2017.
50. **NRC.** *Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19.* 2011.
51. **Stevenson, J.D.** *The Economic Effect of Increased Seismic Load on Nuclear Power Plant Design and Construction Costs.* 1977.
52. **Electric Power Research Institute (EPRI).** EPRI NP-6041-SL. *A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1).* August 1991. CD: 20352.07.06.00.03.
53. *Historical Development of the Seismic Requirements for Construction of Nuclear Power Plants in the U.S. and Worldwide and their Current Impact on Cost and Safety.* **Stevenson, J.D.** 2003, Transactions of the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT 17).
54. *Characterizing the Benefits of Seismic Isolation of Nuclear Structures in Terms of Reduced Risk and Cost.* **al, Chandrakanth B. Chingching Yu. et.** 2017, Transactions of the American Nuclear Society.
55. **OECD.** *Average annual wages.* 2017.
56. **UNECE.** *Gross Average Monthly Wages by Country and Year.* 2017.
57. **NEPI Rothwell.** *SMRs Costs, Waste and Safety Benefits.* 2012.
58. **Milano, Ricotti P.** *Bottom-up cost estimation of SMR PWR.* 2012.
59. **NEA.** *The Economics of the Back End of the Nuclear Fuel Cycle.* 2013.
60. **WNA.** *Processing of Used Nuclear Fuel.* 2017.
61. —. *Structuring Nuclear Projects for Success: An Analytic Framework.* World Nuclear Association. 2005.

62. **Damodaran, A.** *Data breakdown by industry.* 2017.

63. **MIT.** *The Future of Nuclear Power.* 2003.

64. **Lévêque, F. et al.** *Security of Energy Supply in Europe: Natural Gas, Nuclear and Hydrogen.*
s.l. : Edwar Elgar Publishing, 2010.

65. **IAEA.** *NG-G-3.1 – “Milestones in the development of a National Infrastructure for Nuclear Power”.* 2015.

A1 ESTIMACIÓN DE COSTOS DE REFERENCIA PARA CADA UNA DE LAS TECNOLOGÍAS

A1.1 Estimación de costos para la tecnología LWR

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida	Costos fijos (por planta)**	Costos fijos (por kW)**	Costos fijos (por MW·año)**	Costos variables (por MWh)**
10			Inversión inicial				
	11		Pre-construcción	262.000.000			
	12		Construcción Overnight		4.311,5		
		121	Mano de obra		1.097		
		122	Materiales de construcción		515,1		
		123	Equipos del sistema nuclear		572,3		
		124	Equipos eléctricos y de generación		534,2		
		125	Equipos de instrumentación y control		352,9		
		126	Equipos mecánicos		715,4		
		127	Ingeniería y Project management		524,6		
		128	Contingencias				
	13		Puesta en marcha		228,9		
	14		Costos de interconexión*				
	15		Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos*				
	16		Costos financieros*				
20			Costos de la vida operativa				
	21		Costos de operación			137.181	2,1
		211	Personal - fijo			50.458	
		212	Contratos de O&M			48.092	2,1
		213	Materiales, suministros, consumibles e insumos			3.153	
		214	Inversiones			35.478	
	22		Costos del ciclo de combustible				7,2

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida	Costos fijos (por planta)**	Costos fijos (por kW)**	Costos fijos (por MW·año)**	Costos variables (por MWh)**
		221	Minería y conversión				3,0
		222	Enriquecimiento				1,9
		223	Fabricación				0,9
		224	Back-end				1,4
	23		Impuestos y tasas				
		231	Seguros			4375	
		232	Tasas variables de operación*				
		233	Tributos fijos*				
		234	Impuestos sobre el beneficio*				
	24		Costos financieros*				
	25		Costos de generación de instalaciones para productos alternativos*				
30			Desmantelamiento			27.692	
	31		Mano de obra			11.077	
	32		Equipamiento			3.046	
	33		Disposición			4.708	
	34		Otros			8.861	

* se calculan directamente mediante la definición de algunos parámetros en el modelo

**valores típicos de la industria que se ajustan después en el modelo

A1.2 Estimación de costos para la tecnología HWR

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida	Costos fijos (por planta)**	Costos fijos (por kW)**	Costos fijos (por MW·año)**	Costos variables (por MWh)**
10			Inversión inicial				
	11		Pre-construcción	262.000.000			
	12		Construcción Overnight		4.311,5		
		121	Mano de obra		1.097		
		122	Materiales de construcción		515,1		
		123	Equipos del sistema nuclear		572,3		
		124	Equipos eléctricos y de generación		534,2		
		125	Equipos de instrumentación y control		352,9		
		126	Equipos mecánicos		715,48		
		127	Ingeniería y Project management		524,6		
		128	Contingencias				
	13		Puesta en marcha		716,4		
	14		Costos de interconexión*				
	15		Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos*				
	16		Costos financieros*				
20			Costos de la vida operativa				
	21		Costos de operación			150.126	2,6
		211	Personal - fijo			57.054	
		212	Contratos de O&M			54.379	2,6
		213	Materiales, suministros, consumibles e insumos			13.153	
		214	Inversiones			25.540	
	22		Costos del ciclo de combustible				5,3

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida	Costos fijos (por planta)**	Costos fijos (por kW)**	Costos fijos (por MW·año)**	Costos variables (por MWh)**
		221	Minería y conversión				2,7
		222	Enriquecimiento				0,0
		223	Fabricación				1,2
		224	Back-end				1,4
	23		Impuestos y tasas				
		231	Seguros			4375	
		232	Tasas variables de operación*				
		233	Tributos fijos*				
		234	Impuestos sobre el beneficio*				
	24		Costos financieros*				
	25		Costos de generación de instalaciones para productos alternativos*				
30			Desmantelamiento			27.692	
	31		Mano de obra			11.077	
	32		Equipamiento			3.046	
	33		Disposición			4.708	
	34		Otros			8.861	

* se calculan directamente mediante la definición de algunos parámetros en el modelo

**valores típicos de la industria que se ajustan después en el modelo

A1.3 Estimación de costos para la tecnología SMR

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida	Costos fijos (por planta)**	Costos fijos (por kW)**	Costos fijos (por MW·año)**	Costos variables (por MWh)**
10			Inversión inicial				
	11		Pre-construcción	262.000.000			
	12		Construcción Overnight		4.357,1		
		121	Mano de obra		861,8		
		122	Materiales de construcción		363,9		
		123	Equipos del sistema nuclear		1.134,8		
		124	Equipos eléctricos y de generación		383,0		
		125	Equipos de instrumentación y control		545,8		
		126	Equipos mecánicos		483,6		
		127	Ingeniería y Project management		584,1		
		128	Contingencias				
	13		Puesta en marcha		225,0		
	14		Costos de interconexión*				
	15		Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos*				
	16		Costos financieros*				
20			Costos de la vida operativa				
	21		Costos de operación			179.060	2,7
		211	Personal - fijo			65.862	
		212	Contratos de O&M			62.774	2,7
		213	Materiales, suministros, consumibles e insumos			4.116	
		214	Inversiones			46.309	
	22		Costos del ciclo de combustible				10,2

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida	Costos fijos (por planta)**	Costos fijos (por kW)**	Costos fijos (por MW·año)**	Costos variables (por MWh)**
		221	Minería y conversión				4,5
		222	Enriquecimiento				2,8
		223	Fabricación				1,4
		224	Back-end				1,4
	23		Impuestos y tasas				
		231	Seguros			4375	
		232	Tasas variables de operación*				
		233	Tributos fijos*				
		234	Impuestos sobre el beneficio*				
	24		Costos financieros*				
	25		Costos de generación de instalaciones para productos alternativos*				
30			Desmantelamiento			39.243	
	31		Mano de obra			15.697	
	32		Equipamiento			4.317	
	33		Disposición			6.671	
	34		Otros			12.558	

* se calculan directamente mediante la definición de algunos parámetros en el modelo

**valores típicos de la industria que se ajustan después en el modelo

Informe Final: Modelo y estimación de costos para la implantación de una
central nuclear en Chile
CCHEN
Diciembre 2017
20985 / IIT-004 v. 1

La impresión o copia de este documento convierte al mismo en una copia no controlada. La versión vigente se encuentra en la base de datos del Sistema de Gestión de IDOM en Lotus Notes

No se permite la reproducción total o parcial de este documento, ni su incorporación a un sistema informático, ni su transmisión en cualquier forma o por cualquier medio, sea éste electrónico, mecánico, por fotocopia, por grabación u otros métodos, sin el permiso previo y por escrito de . IDOM, CONSULTING, ENGINEERING ARCHITECTURE, S.A.U..

Copyright © 2017, IDOM CONSULTING, ENGINEERING ARCHITECTURE, S.A.U



CCHEN

Informe Final: Modelo y estimación de costos para la implantación de una central nuclear en Chile

Redactado:	Revisado:	Aprobado:
<i>Firma</i> 	<i>Firma</i> 	<i>Firma</i> 
<i>Nombre</i> Pedro Díaz (PDB) Carlos Petersen (CPC) José María García Serrano (JMGS)	<i>Nombre</i> Carolina Labarta (CLC) Diego González (DGC)	<i>Nombre</i> Carolina Labarta (CLC)
<i>Fecha</i> 25/12/2017	<i>Date</i> 25/12/2017	<i>Date</i> 25/12/2017

Área	Encargo	Informe	Versión	CD
NS	20985	IIT-004	1	07.04

En blanco intencionadamente

TABLA DE VERSIONES

La fecha coincidirá con la fecha de aprobación del documento

<i>Versión</i>	<i>Fecha</i>	<i>Objeto de la versión</i>
0	19/12/2017	Versión inicial
1	25/12/2017	Corregido de acuerdo a los comentarios de la CCHEN

MODIFICACIONES RESPECTO A LA VERSIÓN ANTERIOR

Correcciones de acuerdo con las respuestas a los comentarios de la CCHEN a la versión 0 del informe, recogidas en el acta de levantamiento de comentarios.

LISTA DE PENDIENTES

<i>No.</i>	<i>Apartado</i>	<i>Descripción</i>
N/A	N/A	N/A

ÍNDICE DE CONTENIDO

1.	ANTECEDENTES	12
2.	OBJETO.....	13
3.	ALCANCE	14
4.	NORMATIVA DE APLICACIÓN	15
5.	ESTRUCTURA Y MODELO DE COSTOS	16
5.1.	Estructura de costos	16
5.2.	Modelo de costos.....	19
6.	COSTOS BASE DE CADA PARTIDA Y FACTORES RELEVANTES PARA LA ESTIMACIÓN DE COSTOS Y LA RENTABILIDAD DEL PROYECTO	21
6.1.	Costos base de una central nuclear	22
6.1.1.	Inversión inicial	22
6.1.2.	Costos de la vida operativa	24
6.1.3.	Costos de desmantelamiento.....	27
6.2.	Factores propios de Chile.....	27
6.2.1.	Sismicidad	27
6.2.2.	Mano de obra local	28
6.2.3.	Participación de la industria local	29
6.2.4.	Localización de la central	30
6.2.5.	Precio de la electricidad y servicio de potencia.....	30
6.2.6.	Precio de venta de agua potable y vapor	31
6.3.	Otros factores relevantes.....	31
6.3.1.	Tiempo de construcción	31
6.3.2.	Número de unidades	32
6.3.3.	Potencia del reactor por unidad.....	33
6.3.4.	Tipo de ciclo de combustible	33
6.3.5.	Tipo de desmantelamiento	34
6.3.6.	Modelo de propiedad.....	36
6.3.7.	Financiación.....	37
7.	COSTO Y RENTABILIDAD DE LOS CASOS ANALIZADOS	38
7.1.	Escenarios analizados	38
7.1.1.	Escenario base LWR.....	38
7.1.2.	Escenario base HWR	39
7.1.3.	Escenario base SMR.....	40
7.1.4.	Escenario propuesto por CCHEN.....	41
7.1.5.	Escenarios base LWR con otras aplicaciones	42
7.1.6.	Observaciones.....	43

8.	ESCENARIOS DE RIESGOS Y FACTORES CRÍTICOS	52
8.1.	Revisión de proyectos similares	52
8.1.1.	Proyectos energéticos en Chile.....	53
8.1.2.	Proyectos nucleares internacionales.....	58
8.2.	Determinación de escenarios de riesgo y factores críticos	68
8.2.1.	Escenarios de riesgo	68
8.2.2.	Factores críticos	71
8.2.3.	Relación entre escenarios de riesgo y factores críticos.....	76
8.3.	Evaluación de escenarios de riesgo	76
8.3.1.	Caso base y elección de valores para los parámetros representativos.....	79
8.3.2.	Resultado de la evaluación	81
9.	CONCLUSIONES.....	84
10.	REFERENCIAS.....	87

LISTA DE TABLAS

Tabla 5-1. Estructura detallada propia	17
Tabla 6-1. Escenarios de referencia para la estimación de costos base de una central nuclear	22
Tabla 6-2. Costos asociados a la inversión inicial de los escenarios representativos LWR, HWR y SMR.....	23
Tabla 6-3. Costos estimados de interconexión para el escenario de referencia	23
Tabla 6-4. Costos de construcción de desalinización de un escenario de referencia	24
Tabla 6-5. Costos de construcción de district heating para el escenario de referencia descrito	24
Tabla 6-6. Costos de operación para los escenarios de referencia LWR, HWR y SMR	25
Tabla 6-7. Costos de ciclo de combustible de los escenarios de referencia LWR, HWR y SMR	25
Tabla 6-8. Costo estimado de la cuota de Seguros en operación	26
Tabla 6-9. Estimación de costos operativos de desalinización de un escenario de referencia	26
Tabla 6-10. Estimación de costos para la partida de desmantelamiento con tecnología DECON para los escenarios de referencia de LWR, HWR y SMR	27
Tabla 6-11. Sobrecosto por factor sismicidad introducido en el modelo	28
Tabla 6-12. Estimación de porcentajes de participación de mano de obra local.....	29
Tabla 6-13. Estimación del porcentaje de participación de la industria local	29
Tabla 6-14. Estimación de factor de ajuste de costos por participación de empresas nacionales y uso de materiales locales	30
Tabla 6-15. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR.....	32
Tabla 6-16. Factor de escala por número de unidades para los costos de operación	32
Tabla 6-17. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR.....	32
Tabla 6-18. Factor de escala por potencia.....	33
Tabla 6-19. Estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para centrales de tecnología LWR	34
Tabla 6-20. Porcentajes de aumento y disminución de los costos de las partidas de desmantelamiento considerando las diferencias entre tecnología SAFSTOR y DECON	35
Tabla 6-21. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en los escenarios de referencia de LWR y HWR	35
Tabla 6-22. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en el escenario de referencia de SMR	36
Tabla 7-1. Datos de partida para el escenario base LWR	38
Tabla 7-2. Resultados del escenario base LWR.....	39
Tabla 7-3. Datos de partida del escenario HWR.....	39
Tabla 7-4 Resultados del escenario base HWR	40

Tabla 7-5. Datos de partida del escenario base SMR	40
Tabla 7-6. Resultados del escenario base SMR	41
Tabla 7-7. Datos de partida del escenario base sugerido por la CCHEN.....	41
Tabla 7-8. Resultados del escenario propuesto por la CCHEN.....	42
Tabla 7-9 Otras aplicaciones evaluadas	42
Tabla 7-10. Comparación de los resultados con productos alternativos para el escenario LWR	43
Tabla 7-11. Costos de implantación de una central nuclear	44
Tabla 8-1. Clasificación de impactos en el Modelo.....	77
Tabla 8-2. Rangos para la clasificación de impactos.....	78
Tabla 8-3. Parámetros representativos de los escenarios de riesgo identificados.....	79
Tabla 8-4. Datos de partida del caso base para el análisis de escenarios de riesgo.....	80
Tabla 8-5. Resultado del caso base para el análisis de escenarios de riesgo	80
Tabla 8-6. Propuesta de valores de parámetros para plasmar los escenarios de riesgo.....	81
Tabla 8-7. Resultados del análisis de escenarios de riesgo.....	82

LISTA DE FIGURAS

Figura 3-1. Fases y actividades de la metodología utilizada	14
Figura 5-1. Distribución de costos durante el ciclo de vida.....	18
Figura 5-2. Interacciones entre los bloques del Modelo de Costos.....	19
Figura 6-1. Estructura de financiamiento y WACC	37
Figura 7-1 Comparativa de LCOE a tasa de 7% para los distintos escenarios analizados..	44
Figura 7-2 Gráfico de tornado de la sensibilidad del LCOE a un 10% de variación.....	45
Figura 7-3 Peso de cada concepto principal de costo en el LCOE	46
Figura 7-4 LCOE, precio mínimo de la electricidad e inversión para distintos números de unidades por planta.	47
Figura 7-5 LCOE, precio mínimo de la electricidad e inversión para distintas potencias por unidad.	47
Figura 7-6 LCOE, precio mínimo de la electricidad e inversión para distintos números de unidades SMR por planta.	48
Figura 7-7 Precio mínimo del proyecto y del inversionista en función del modelo de propiedad (público vs privado).....	49
Figura 7-8 Precio mínimo del proyecto y del inversionista en función del costo de capital (Ke).	49
Figura 7-9 Precio mínimo del proyecto y del inversionista en función del tipo de interés de la deuda senior.	50
Figura 7-10 LCOE y precio mínimo de la electricidad para distintas estructuras de financiamiento (fondos ajenos vs. Propios).....	51

Figura 8-1. Matriz de escenarios de riesgo y factores críticos..... 76
Figura 8-2. Distribución de los rangos de clasificación de impacto 77

ÍNDICE DE ACRÓNIMOS Y SIGLAS

ASN	<i>Autorité de Sûreté Nucléaire</i>
CAPM	<i>Capital Asset Pricing Model</i>
CEA	Comisión de Evaluación Ambiental
CNM	Constructora Nueva Maipo
CNP	Central Nuclear de Potencia
CNPE	Consejo Nacional de Políticas Energéticas
COA	<i>Code of Accounts</i>
CORFO	Corporación de Fomento de la Producción
CCHEN	Comisión Chilena de Energía Nuclear
DECON	<i>Immediate dismantling & decommissioning</i> (Desmantelamiento Inmediato)
EDF	<i>Électricité de France</i>
EMWGIF	<i>Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum</i>
EPC	<i>Engineering, Procurement, and Construction</i>
EPR	<i>European Pressurized Reactor</i>
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>
FOAK	<i>First of a kind</i> (el primero de su tipo)
HWR	<i>Heavy Water Reactor</i> (reactor de agua pesada)
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i> (Organismo Internacional de la Energía Atómica, OIEA)
ICC	<i>International Chamber of Commerce</i> (Cámara de Comercio Internacional, CCI)
IPC	Índice de Precios del Consumidor
LCOE	<i>Levelized Cost of Electricity</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i> (reactor de agua ligera)
MIT	<i>Massachusetts Institute of Technology</i>
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i>
NOAK	<i>Nth of a kind</i> (el número n de su tipo)
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
OCDE	Organización para la Cooperación y Desarrollo Económicos

O&M	<i>Operation & Maintenance</i> (operación y mantenimiento)
PNP	Plan Nuclear de Potencia
PPA	Paridad del Poder Adquisitivo
PWR	<i>Pressurised Water Reactor</i> (Reactor de Agua a Presión)
SAFSTOR	<i>Safe Storage</i> (Almacenamiento seguro / Desmantelamiento diferido)
SIC	Sistemas Interconectados Central
SII	Sistema de Impuestos Internos
SING	Sistemas Interconectados Norte Grande
SMR	<i>Small Modular Reactor</i> (reactor modular de baja potencia)
TIR	Tasa Interna de Retorno
VAN	Valor Actual Neto
WACC	<i>Weighted Average Cost of Capital</i>
WANO	<i>World Association of Nuclear Operators</i>
WNA	<i>World Nuclear Association</i>

1. ANTECEDENTES

Desde su creación en 1965, la Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN) tiene como misión investigar, desarrollar y controlar las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, generando valor y bien público, y asegurando la protección del medioambiente y la seguridad de las personas. Entre todas las posibles aplicaciones, destaca la de generación de energía eléctrica; la posibilidad de un Plan Nuclear de Potencia (PNP) lleva varios años en discusión y evaluación en Chile.

Así pues, la CCHEN, en su calidad de organismo asesor del estado en materias relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, ha recibido el mandato de liderar el desarrollo de los estudios requeridos para que, durante el próximo proceso de evaluación de la Política Energética Nacional, la energía nuclear de potencia pueda ser considerada dentro de las opciones a evaluar para la matriz energética nacional.

Dentro de los temas relevantes a ser considerados, se encuentra el poder determinar la competitividad que la energía nuclear tendría ante otras tecnologías de generación existentes en la matriz energética, tanto en términos operacionales, como económicos y financieros. Se busca en definitiva evidenciar los desafíos desde la mirada técnico-económica, para dar cumplimiento entre otros, a las políticas establecidas en Energía 2050 y hacerse cargo de los distintos desafíos que enfrenta el sector energético considerando los cambios actuales y futuros que atravesará el sector.

En este contexto, la CCHEN ha contratado a IDOM, mediante la licitación con referencia 872-115-LP17 “Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile”, un servicio de asesoría para la estimación de los costos que tendría un proyecto de generación nucleoelectrónica en el país, evaluando tecnologías, así como sus riesgos financieros y factores críticos a lo largo del ciclo de vida de la central. En el documento de oferta técnica (1) ha quedado definido que las tecnologías a evaluar son las de Light Water Reactor (LWR), Heavy Water Reactor (HWR), y Small Modular Reactor (SMR).

2. OBJETO

El presente documento corresponde al Informe Final del proyecto “Modelo y estimación de costos para la implantación de una central nuclear en Chile” indicado en el documento de oferta técnica (1). El objeto del informe es recoger el trabajo realizado a lo largo de todo el proyecto, resumiendo así los resultados presentados en los Informes Parciales 1 (2) y 2 (3) y completando el análisis de sensibilidad sobre la rentabilidad del proyecto teniendo en cuenta los factores críticos habituales en el éxito o fracaso de proyectos comparables en Chile y en el resto del mundo. Junto a este informe se entrega la versión final del Modelo de Costos desarrollado en Excel para que la contraparte técnica pueda hacer estudios complementarios con nuevos datos y condiciones.

3. ALCANCE

La metodología utilizada para el desarrollo del proyecto de “Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile” se divide en 4 fases, tal y como muestra la Figura 3-1.

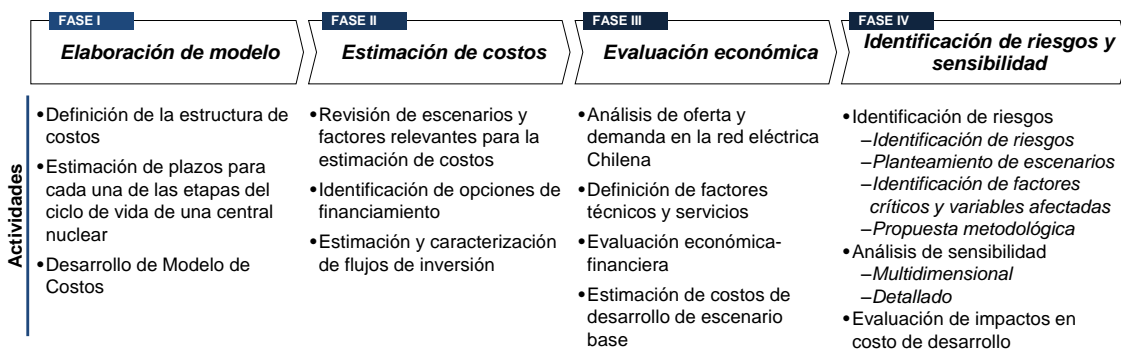


Figura 3-1. Fases y actividades de la metodología utilizada

El contenido del presente documento recoge las conclusiones de las Fases I, II y III así como la realización de las actividades de la Fase IV.

4. NORMATIVA DE APLICACIÓN

No aplica normativa.

5. ESTRUCTURA Y MODELO DE COSTOS

5.1. Estructura de costos

La estructura para el modelo de evaluación de los costos y la rentabilidad de un proyecto de implantación de una central nuclear en Chile se ha propuesto teniendo en cuenta:

- Estructuras de referencia (o *Code of Accounts* - COA) típicamente utilizadas en la valoración de costos de proyectos de nueva construcción en el sector nuclear. La principal referencia es la presentada en el documento *Cost Estimating Guidelines For Generation IV Nuclear Energy Systems* (4) del *Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum (EMWGIF)*, que surge de una reformulación de la estructura propuesta por la *International Atomic Energy Agency (IAEA)*, localizada en el documento *Bid Invitation Specifications for Nuclear Power Plants* (5).
- La disponibilidad de datos en el sector, para poder dar estimaciones de cada una de las partidas.
- El objetivo del modelo y el uso que se espera que se le dé teniendo en cuenta que Chile se encuentra en una fase preliminar de evaluación de las posibilidades de un potencial plan nuclear de potencia. Así se entiende que el modelo debe permitir evaluar la rentabilidad del proyecto en función de cómo se definan una serie de condiciones generales de acuerdo con los distintos escenarios posibles. La estructura no está preparada para realizar estudios de mucho detalle, sino que está pensada para ser flexible y adaptable y así permitir evaluar las principales diferencias entre todo el abanico de escenarios que Chile se pueda plantear en esta fase de su plan nuclear de potencia.

Con todo esto, la estructura utilizada para el reparto de costos a lo largo del resto del proyecto es la siguiente:

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida
10			Inversión inicial
	11		Pre-construcción
	12		Construcción Overnight
		121	Mano de obra
		122	Materiales de construcción
		123	Equipos del sistema nuclear
		124	Equipos eléctricos y de generación

ID 1 ^{er} nivel	ID 2 ^o nivel	ID 3 ^{er} nivel	Partida
		125	<i>Equipos de instrumentación y control</i>
		126	<i>Equipos mecánicos</i>
		127	<i>Ingeniería y Project management</i>
		128	<i>Contingencias</i>
	13		Puesta en marcha
	14		Costos de interconexión con la red eléctrica
	15		Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos
	16		Costos financieros
20			Costos de la vida operativa
	21		Costos de operación
		211	<i>Personal</i>
		212	<i>Contratos de O&M</i>
		213	<i>Materiales, suministros, consumibles e insumos</i>
		214	<i>Inversiones</i>
	22		Costos del ciclo de combustible
		221	<i>Minería y conversión</i>
		222	<i>Enriquecimiento</i>
		223	<i>Fabricación</i>
		224	<i>Back-end</i>
	23		Impuestos y tasas
		231	<i>Seguros</i>
		232	<i>Tasas variables de operación</i>
		233	<i>Tributos fijos</i>
		234	<i>Impuestos sobre el beneficio</i>
	24		Costos financieros
	25		Costos de generación de instalaciones para productos alternativos
30			Desmantelamiento
	31		Mano de obra
	32		Equipamiento
	33		Disposición
	34		Otros

Tabla 5-1. Estructura detallada propia

Cabe destacar que la estructura cubre el ciclo de vida completo de una central nuclear. De acuerdo con la experiencia internacional, y pese a que en el modelo los periodos de construcción y operación se dejan abiertos a definición por parte del usuario, las distintas partidas se repartirían a lo largo del tiempo del siguiente modo:

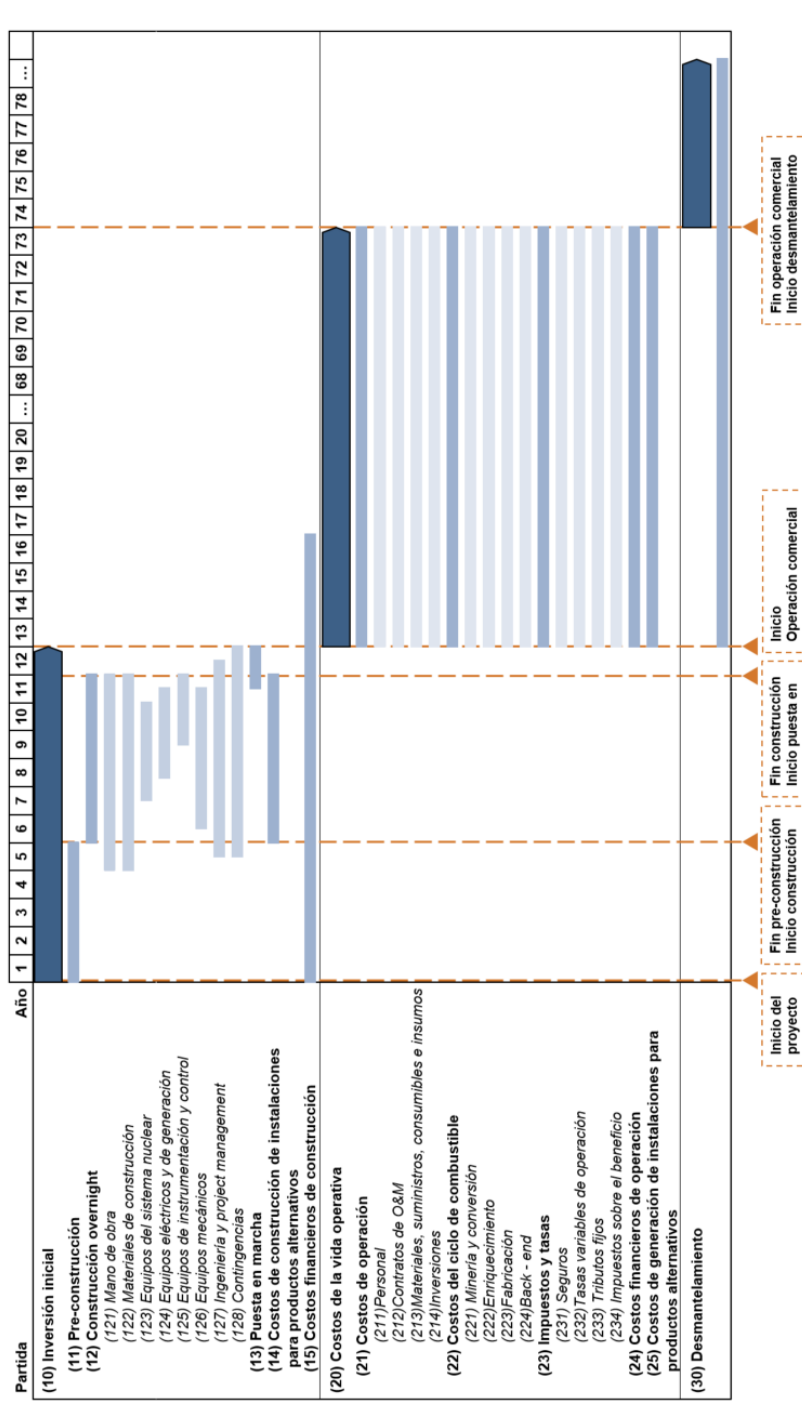


Figura 5-1. Distribución de costos durante el ciclo de vida

Además de los costos propiamente relacionados con la construcción, operación y desmantelamiento de una central nuclear, algunas partidas contemplan aplicaciones adicionales a la generación de energía eléctrica de acuerdo con los potenciales intereses de Chile.

5.2. Modelo de costos

El modelo de costos se ha desarrollado en Excel y permitirá a la CCHEN evaluar económicamente diferentes escenarios para el proyecto nuclear de potencia en Chile según las condiciones que defina. La Figura 5-2 presenta un diagrama esquemático de las interacciones entre los bloques del Modelo de Costos. De manera general, el modelo se compone por cinco bloques que interactúan entre sí para recibir la información del usuario (“inputs”), realizar los cálculos necesarios (“cálculos”) y finalmente regresar los resultados (“outputs”).

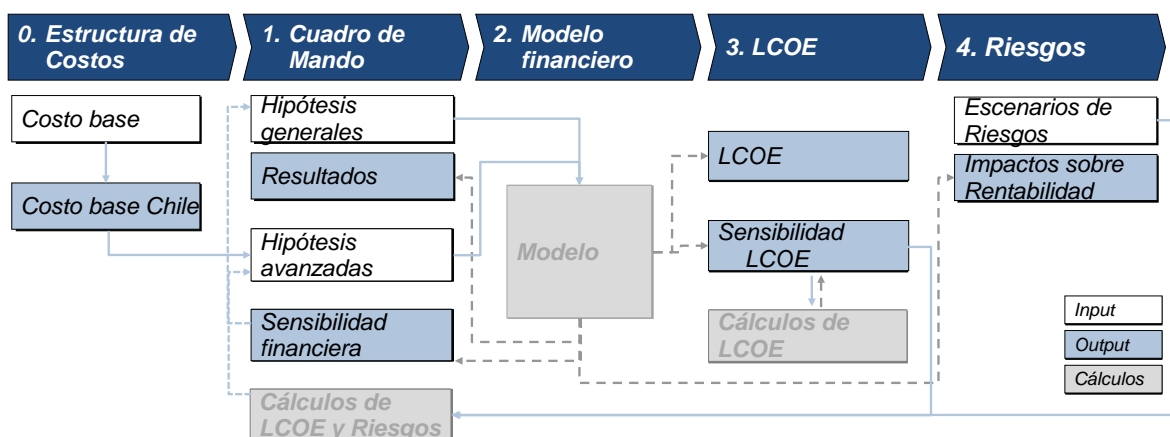


Figura 5-2. Interacciones entre los bloques del Modelo de Costos

En el primer bloque, “0. Estructura de Costos”, el usuario introduce el “Costo base” por partida para las distintas tecnologías nucleares programadas en el modelo: LWR, HWR y SMR. De manera predeterminada, los valores incluidos son los resultados del estudio de costos realizado en las primeras fases del proyecto (3) (véase la sección 6.1) pero se podrán modificar en caso de disponer de datos más ajustados a algún diseño concreto. Este mismo bloque, utiliza factores de ajuste propios del país para convertir el “Costo base” al “Costo base Chile” (véase la sección 6.2). Dichos ajustes también son modificables. Una vez ajustados los valores, son enviados al siguiente bloque.

En el segundo bloque, “1. Cuadro de Mando”, el usuario propone las “Hipótesis generales” e “Hipótesis avanzadas” que el modelo utilizará como escenario base. Los “Costos base Chile” son ajustados a la potencia y número de unidades definidos y, junto con el resto de hipótesis son cargados al siguiente bloque. Para facilitar su consulta, el bloque cuenta también con un resumen

de los principales “**Resultados**” de rentabilidad y costos procedentes de los cálculos realizados en el bloque subsecuente. La “**Sensibilidad financiera**” es un análisis en el que las principales hipótesis se varían dentro de un rango para identificar su impacto en la rentabilidad del proyecto, así, el rango de valores es cargado a las “**Hipótesis generales**” e “**Hipótesis avanzadas**” y calculados en el “**Modelo**”. Por limitantes propias del Excel, las tablas de sensibilidad deben estar en la misma hoja de cálculo que los resultados y celdas de introducción de hipótesis.

El tercer bloque, “**2. Modelo financiero**”, es el núcleo del Modelo de costos. Aquí, se cargan todas las hipótesis y se efectúan todos los cálculos necesarios para obtener los principales resultados de rentabilidad. Se utiliza tanto para los cálculos del escenario base, como para los resultados de la “**Sensibilidad financiera**”, algunos factores de la “**Sensibilidad del LCOE**” y la determinación de los “**Impactos sobre rentabilidad**” del bloque de “**4. Riesgos**”.

El cuarto bloque es el “**3. LCOE**”, aquí se calcula el costo nivelado de la electricidad (“**LCOE**”) del escenario base y se hace un análisis de sensibilidad sobre las principales variables que le impactan. Para algunas de estas variables, sus impactos se pueden calcular directamente, sin embargo, otras requieren una modelación completa, por lo que se cargan al bloque “**1. Cuadro de mando**” para su cálculo y son devueltas a “**3. LCOE**” para su consulta.

El último bloque es el “**4. Riesgos**”, aquí se analiza el impacto de ciertos riesgos modelables que impactan directamente la rentabilidad del proyecto. Partiendo de un análisis de riesgos típicos en proyectos nucleares y en proyectos de generación en Chile, se han definido una serie de riesgos y se ha asignado una variable crítica a cada uno (véase el apartado 8). Los cambios en las variables críticas son cargados al “**Cuadro de mando**” para su modelación y los resultados son devueltos a “**4. Riesgos**” para su consulta. Una vez devueltos los resultados de los escenarios, estos son clasificados de acuerdo a su impacto.

6. COSTOS BASE DE CADA PARTIDA Y FACTORES RELEVANTES PARA LA ESTIMACIÓN DE COSTOS Y LA RENTABILIDAD DEL PROYECTO

La estimación de los costos de las partidas indicadas en la Tabla 5-1 se ha realizado mediante una revisión detallada de documentación internacional que incluye estudios e informes de gobiernos, universidades, entidades de investigación, organismos y otras instituciones de reconocido prestigio como la *International Atomic Energy Agency*, la *Nuclear Energy Agency* (NEA), la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económicos (OCDE) o el *Electric Power Research Institute* (EPRI).

Asimismo, IDOM ha analizado documentación de diferentes tecnólogos y explotadores de centrales nucleares, y ha contactado con algunos de éstos de los que ha recibido información específica si bien confidencial.

Con todo ello, en base a los datos recopilados, las fuentes consultadas y a su propia experiencia en la industria nuclear, IDOM ha seguido una estrategia *Top-Down* para obtener estimaciones y rangos de costos para unos escenarios de referencia¹ (3), descritos en la Tabla 6-1. Las estimaciones de costos obtenidas se presentan en este informe en las tablas del apartado 6.1. Salvo que se indique lo contrario, los valores proporcionados en el presente documento se reflejan en Dólares USD de 2016.

Además, se han identificado factores con impacto sobre el costo del ciclo de vida de una central nuclear y la rentabilidad del proyecto, cuantificándose cómo impacta cada uno sobre el ciclo de vida y sobre el cálculo de la rentabilidad del proyecto, y se han introducido en el modelo para que el usuario los pueda ajustar, flexibilizando el modelo más allá de poder modificar los costos de referencia presentados en el apartado 6.1. Se han analizado, por una parte, factores propios de Chile, y, por otra parte, factores propios de proyectos de centrales nucleares de potencia. Estos factores se presentan en los apartados 6.2 y 6.3.

IDOM ha sido asesorado en todo el proceso por expertos internacionales del sector nuclear quienes han aportado su experiencia y conocimiento en las áreas en las que son especialistas

¹ Los costos del ciclo de vida de una central nuclear, así como la rentabilidad de su implementación y operación, dependen de un número de factores. Es por ello que se han definido unos escenarios de referencia para proporcionar unos costos base, que posteriormente el modelo ajusta según los factores que se le han definido.

además de realizar una revisión general del enfoque y las estimaciones en los distintos escenarios.

Escenarios de referencia			
Característica	LWR	HWR	SMR
Período de construcción (años)	6	6	4
Tipo de tecnología	-	-	PWR
Estado de desarrollo	NOAK	NOAK	NOAK
Unidades por emplazamiento	2	2	4
Potencia media por reactor (MWe)	1200	1200	100
Tecnología de desmantelamiento	DECON	DECON	DECON
Ciclo de combustible	Abierto	Abierto	Abierto
Factor de planta (%)	90	90	95
Terremoto de parada segura	0,3g	0,3g	0,3g

Tabla 6-1. Escenarios de referencia para la estimación de costos base de una central nuclear

6.1. Costos base de una central nuclear

Se presentan a continuación los valores finalmente obtenidos para las estimaciones de costos base de los escenarios de referencia. Consúltense el Informe Parcial 2 (3) para conocer la información al respecto de cómo se han obtenido estos valores, así como los rangos de confianza estimados para cada uno de ellos.

6.1.1. Inversión inicial

La Tabla 6-2 presenta los costos estimados para las partidas de la inversión inicial en los escenarios representativos de una central LWR, HWR y SMR.

Partida	LWR	HWR	SMR
11: Pre-construcción (costos fijos por planta, M\$)	262	262	262
12: Construcción Overnight (costos fijos, \$/kWe)	4.311,5	4.311,5	4.357,1
121: Mano de obra	1.097	1.097	861,8
122: Materiales de construcción	515,1	515,1	363,9
123: Equipos del sistema nuclear	572,3	572,3	1.134,8
124: Equipos eléctricos y de generación	534,2	534,2	383,0

Partida	LWR	HWR	SMR
125: Equipos de instrumentación y control	352,9	352,9	545,8
126: Equipos mecánicos	715,4	715,4	483,6
127: Ingeniería y Project management	524,6	524,6	584,1
128: Contingencias			
13: Puesta en marcha (costos fijos, \$/kWe)	228,9	716,4	225,0
14: Costos de interconexión con la red eléctrica (costos fijos por planta, M\$)			
15: Costos de construcción de instalaciones para productos alternativos (costos fijos por planta, M\$)			
16: Costos financieros			

Tabla 6-2. Costos asociados a la inversión inicial de los escenarios representativos LWR, HWR y SMR

Los costos de interconexión con la red eléctrica y los costos de construcción de instalación de productos alternativos se consideran costos fijos por planta, así que no dependen de la tecnología del reactor. En ambos casos, el modelo contiene unas herramientas que permiten al usuario seleccionar el escenario que desea analizar. Para la interconexión con la red eléctrica, el modelo permite al usuario modificar la cantidad de subestaciones y la longitud de tendido eléctrico de alta tensión. Como referencia se ha establecido un escenario con dos líneas de alta tensión de 50 km y dos subestaciones por línea. La Tabla 6-3 presenta el costo de interconexión con la red eléctrica del escenario de referencia seleccionado.

Costo de línea de transmisión de alta tensión (M\$)	
Partida	Valor promedio
14: Costos de interconexión	273

Tabla 6-3. Costos estimados de interconexión para el escenario de referencia

En relación con los costos de instalación de productos alternativos, el modelo permite escoger al usuario, en primer lugar, si desea plantear un escenario con desalinización por Ósmosis inversa o Destilación, y/o district heating. Para la desalinización, el costo depende de la cantidad agua potable que se desearía generar por día, mientras que para el district heating, el costo depende de la cantidad de calor que se quiera producir, el tiempo durante el cual se quiera realizar, y los kilómetros de línea de transporte que se necesiten construir. La Tabla 6-4 presenta la estimación de costos de construcción de una desalinizadora con capacidad para producir

195.000 m³.d de agua potable, que es la que se incluye en los escenarios de estudio presentados en el apartado 7.

Costos de construcción de desalinización (M\$)		
Costo	Ósmosis inversa	Destilación
15: Costos de construcción de productos alternativos ²	256,2	288,6

Tabla 6-4. Costos de construcción de desalinización de un escenario de referencia

La Tabla 6-5 presenta la estimación de costos de construcción de district heating para un escenario en el que se desea producir 2.700 GWh térmicos durante 1.800 horas y es necesario construir 50 kilómetros de línea de transporte. Este escenario es el que se incluye en los escenarios de estudio presentados en el apartado 7.

Costo de construcción de district heating (M\$)	
Partida	Valor promedio
15: Costos de construcción de productos alternativos ³	790

Tabla 6-5. Costos de construcción de district heating para el escenario de referencia descrito

Respecto a los costos financieros, partida 16, el modelo permite al usuario introducir distintas estructuras de capital y tasas de interés y evaluar su impacto en la rentabilidad financiera. Además, el modelo también permite definir el periodo de carencia en el que, pese a que no se debe de repagar la deuda, esta sigue generando intereses.

6.1.2. Costos de la vida operativa

Los costos de la vida operativa de una central nuclear se dividen en costos de operación, costos del ciclo de combustible, impuestos y tasas, costos financieros, y costos de generación de productos alternativos. La Tabla 6-6 presenta los costos estimados de operación para los escenarios de referencia de las tres tecnologías.

² Multiplicando la producción por los costos unitarios de la tabla anterior

³ Sumando los costos fijos y los costos variables teniendo en cuenta los kilómetros de línea seleccionados y la energía térmica dedicada a district heating.

Partida	LWR		HWR		SMR	
	Fijo (\$/MW-año)	Variable (\$/MWh)	Fijo (\$/MW-año)	Variable (\$/MWh)	Fijo (\$/MW-año)	Variable (\$/MWh)
211: Personal	50.458	0	57.054	0	65.862	0
212: Contratos de O&M	48.092	2,1	54.378	2,6	62.774	2,7
213: Materiales	3.153	0	13.153	0	4.116	0
214: Inversiones	35.478	0	25.540	0	46.309	0

Tabla 6-6. Costos de operación para los escenarios de referencia LWR, HWR y SMR

Los costos de ciclo de combustible se han estimado considerando un ciclo abierto en los escenarios de referencia. El tipo de ciclo de combustible es uno de los factores analizados en el apartado 6.3, en el que se estima el costo de un ciclo cerrado. La Tabla 6-7 presenta los costos estimados de ciclo de combustible para las tres tecnologías.

Partida	LWR (\$/MWh)	HWR (\$/MWh)	SMR (\$/MWh)
22: Costos del ciclo de combustible	7,2	5,3	10,1
221: Minería y conversión	3,0	2,7	4,5
222: Enriquecimiento	1,9	0,0	2,8
223: Fabricación	0,9	1,2	1,4
224: Back-end	1,4	1,4	1,4

Tabla 6-7. Costos de ciclo de combustible de los escenarios de referencia LWR, HWR y SMR

Para la partida de impuestos y tasas, se ha tenido en consideración directamente el Sistema Tributario de Chile que, a nivel de aplicación y fiscalización, establece el Sistema de Impuestos Internos (SII). Se ha considerado que la explotación estará realizada por una persona jurídica nacional y que el valor capital de la central se corresponde con los costos “overnight”. Ante esta situación, los tributos aplicables son:

- Impuesto a la renta de primera categoría.
- Impuesto de patente comercial.
- Impuesto a los bienes raíces o territorial.

- Impuestos de segunda categoría y global complementario⁴.

Respecto a los Seguros, tras evaluar los diferentes modelos y escenarios internacionales, se ha decidido establecer, para las tres tecnologías, una cuota promedio para generar un fondo fiduciario suficiente para generar un seguro de responsabilidad civil ante accidentes nucleares, teniendo en cuenta las unidades y potencia, así como la variable de años de vida de los escenarios de referencia. La Tabla 6-8 presenta el costo estimado de la cuota de Seguros.

Costos de Seguros (\$/MW-año)	
Partida	Valor promedio
231: Seguros	4.375

Tabla 6-8. Costo estimado de la cuota de Seguros en operación

En relación a productos alternativos, los costos operativos de una planta de desalinización se han introducido en el modelo mediante ecuaciones que relacionan la capacidad de desalinización instalada en términos de cantidad agua potable (millones de m³) producida por día con el costo operativo de la propia instalación. Por lo tanto, al seleccionar la cantidad de agua potable a producir, el usuario también fija los costos de operación de esta instalación. La Tabla 6-9 indica los costos operativos para el escenario en el que se espera producir 195.000 m³.d.

Costos operativos de desalinización (M\$-año)		
Partida	Ósmosis inversa	Destilación
25: Costos de generación de instalaciones para productos alternativos	27,6	35,9

Tabla 6-9. Estimación de costos operativos de desalinización de un escenario de referencia

Por otra parte, los costos operativos de la instalación de district heating se consideran insignificantes en comparación con los costos operativos de la central nuclear. En consecuencia, no se incluyen en el modelo económico.

Finalmente, al igual que los costos de financiamiento en la construcción, los de operación dependerán de la estructura de capital definida y de la tasa de interés de la deuda. Los de

⁴ Se asumen incluidos en los costos de personal.

operación difieren de los de construcción en que los primeros no son capitalizados y se generan a partir de la puesta en marcha de la CNP.

6.1.3. Costos de desmantelamiento

Los costos de desmantelamiento de los escenarios de referencia se han estimado considerando un acercamiento DECON para la realización de las tareas de desmantelamiento. El tipo de desmantelamiento es uno de los factores analizados en el apartado 6.3, en el que se estima el costo de un acercamiento SAFSTOR. La Tabla 6-10 presenta la estimación de costos de desmantelamiento para el escenario de referencia LWR, HWR y SMR.

Partida	LWR/HWR (\$/kWe-año)	SMR (\$/kWe-año)
31: Mano de obra	11,1	15,7
32: Equipamiento	3,0	4,3
33: Disposición	4,7	6,7
34: Otros	8,9	12,6
30: Desmantelamiento	27,7	39,2

Tabla 6-10. Estimación de costos para la partida de desmantelamiento con tecnología DECON para los escenarios de referencia de LWR, HWR y SMR

6.2. Factores propios de Chile

Se entiende como factores propios de Chile, por un lado, aquellas características propias del país que tendrían un impacto sustancial sobre el costo total o la rentabilidad de una Central Nuclear de Potencia, y, por otro lado, el grado de implicación local en el proyecto. Concretamente, se incluyen en la valoración de la estimación los siguientes factores: sismicidad, mano de obra local, participación de la industria local, localización de la central, precio de la electricidad y servicio de potencia, y precio de venta de otros servicios.

6.2.1. Sismicidad

El estudio que Dames and Moore realizó para la CCHEN en el año 1978 para la selección de sitios para emplazamiento de una CNP en Chile concluyó que la aceleración pico del suelo del terremoto de parada segura sería de aproximadamente 0,6g. Este valor es el doble que el estipulado para las centrales de referencia (véase la Tabla 6-1), basado en la aceleración pico de suelo para el terremoto de parada segura del AP-1000 (6) y de numerosos otros diseños, que es de 0,3g. Tras evaluar el impacto sobre el proyecto que tendría diseñar y construir una central

nuclear para un terremoto de parada segura dos veces superior al normal, se ha estimado, en base a referencias consultadas y a la propia experiencia nuclear de IDOM, un sobrecosto para alguna de las partidas de la inversión inicial. La Tabla 6-11 presenta las estimaciones de sobrecosto introducidas en el modelo.

Sobrecosto por factor sismicidad	
Partida	Aumento
11: Pre-construcción	40 M\$
122: Materiales de construcción	20%
123: Equipos del sistema nuclear	10%
124: Equipos eléctricos y de generación	30%
125: Equipos de instrumentación y control	30%
126: Equipos mecánicos	15%

Tabla 6-11. Sobrecosto por factor sismicidad introducido en el modelo

El factor sismicidad se incluye en el modelo mediante los porcentajes de aumento indicados en la Tabla 6-11. Los costos estimados para los escenarios de referencia de las partidas afectadas se multiplican por el factor de aumento, o se adiciona una cantidad fija como en el caso de la Pre-construcción, para obtener el costo estimado de las partidas afectadas ya considerando el factor sismicidad. El modelo permite modificar dicho factor o anularlo en caso de incluir datos de entrada que ya incorporen el ajuste sísmico.

6.2.2. Mano de obra local

Una de las principales características de cada país es su propia mano de obra local. Su costo tiene un claro impacto sobre los costos generales del proyecto, pudiendo abaratar o encarecer las partidas siguientes:

- 121 Mano de obra (en construcción)
- 127 Ingeniería y Project Management
- 211 Personal (en operación)
- 31 Mano de obra (en desmantelamiento)

Tras analizar las características de los trabajos a los que hacen referencia las partidas indicadas, se estiman los porcentajes de participación de mano de obra local presentados en la Tabla 6-12. Los porcentajes de participación local se pueden ajustar en el modelo.

Porcentaje de mano de obra local			
Partida	LWR	HWR	SMR
121: Mano de obra (en construcción)	90%	90%	75%
127: Ingeniería y Project management	60%	60%	60%
211: Personal	100%	100%	100%
31: Mano de obra (en desmantelamiento)	90%	90%	90%

Tabla 6-12. Estimación de porcentajes de participación de mano de obra local

Para ajustar los costos de mano de obra al escenario de implantación en Chile, se han comparado los salarios anuales promedio de Chile con el promedio de los países de la OECD. Si bien la tendencia general ha sido positiva, se ha utilizado un valor promedio histórico de 70% (promedio 2008-2016) para el ajuste de costos dentro del modelo. No obstante, el usuario puede cambiar esta hipótesis en los anexos del Modelo.

6.2.3. Participación de la industria local

Análogamente a la participación de mano de obra local, también hay que tener en cuenta la participación de la industria local en la provisión de materiales y componentes, así como de servicios técnicos. Asumiendo que en el caso de Chile el programa nuclear sería de menor escala que el de un país con una fuerte apuesta por la energía nuclear, se han introducido en el modelo los porcentajes de participación presentados en la Tabla 6-13. No obstante, los porcentajes de participación local se pueden ajustar en el modelo.

Porcentaje de participación de la industria local	
Partida	LWR/HWR/SMR
122: Obra Civil	90%
123: Equipos del sistema nuclear	0%
124: Equipos eléctricos y de generación	50%
125: Equipos de instrumentación y control	50%
126: Equipos mecánicos	60%
212: Contratos de O&M	60%
213: Materiales	50%
214: Inversiones	50%
32: Equipamiento	90%

Tabla 6-13. Estimación del porcentaje de participación de la industria local

El porcentaje de participación de la industria local es multiplicado por un factor de conversión derivado de la media entre el Índice de Precios al Consumidor (IPC) y la Paridad de Poder Adquisitivo (PPA) de Chile contra la media de la Unión Europea (28 países) para plasmar la influencia de la industria local en el modelo. La Tabla 6-14 muestra el factor de conversión calculado mediante los datos encontrados.

Ajuste para participación de la Industria nacional	Factor de Ajuste IPC		Factor de Ajuste PPA		Promedio
	Base EEUU	Base EU (28)- Inverso	Base EEUU - Inverso	Base EU (28) - Inverso	
OECD- Europea	114,3	1,00	0,81	1,00	1,00
Chile	126,1	0,91	0,58	0,71	0,81
EEUU	100,0	1,14	1,0	1,24	1,19

Tabla 6-14. Estimación de factor de ajuste de costos por participación de empresas nacionales y uso de materiales locales

6.2.4. Localización de la central

Si bien tecnológicamente la localización de la central no tiene afectación sobre el costo de vida de una central nuclear y la rentabilidad del proyecto en el nivel de detalle del estudio actual, de la localización dependerá el nodo al que se conecte la central y la infraestructura de conexión necesaria. El modelo da la opción de seleccionar un nodo concreto del sistema eléctrico chileno y así definir el precio de la energía en dicho nodo (ver apartado siguiente). En cuanto a la infraestructura de conexión necesaria, el modelo permite seleccionar el número de subestaciones y los kilómetros de línea necesarios. Al no conocer la localización de la posible central los escenarios de estudio asumen las hipótesis consideradas para el escenario de referencia presentado en el apartado 6.1.1.

6.2.5. Precio de la electricidad y servicio de potencia

Se distinguen en Chile los siguientes modelos de venta de energía eléctrica en la fase generación:

- **Precio de Nudo:** es el precio regulado efectuado a la demanda de las empresas concesionarias de distribución.
- **Contrato de compraventa:** se realizan a precios libremente pactados entre los generadores y clientes finales con potencia superior a 5 MW (grandes clientes).

- **Precio spot:** precio que se cobra en el mercado por la compraventa de electricidad entre generadores, con el objetivo de garantizar la eficiencia y la seguridad del sistema establecido por el Coordinador Eléctrico Nacional.

El modelo incluye la posibilidad de ajustar el precio de venta de la electricidad al precio por nudo o introducir un valor definido por el usuario. Esta última opción es útil para valorar los impactos en los cambios del precio de la electricidad en la rentabilidad de la CNP. La opción de ajustar los precios de electricidad al precio de nudo, incluye la alternativa de usar los precios actuales o de proyectar al precio de venta futuro.

6.2.6. Precio de venta de agua potable y vapor

De forma adicional a la venta de electricidad y servicio de potencia, la CNP podría tener usos complementarios como la venta de agua potable obtenida por desalinización y la venta de vapor de baja presión para district heating y procesos industriales.

Respecto a la venta de agua potable, mediante un análisis comparativo entre los precios promedio de venta de agua potable de servicios no punta de noviembre de 2017 y 2016, se ha concluido que los precios de venta varían entre 0,75 y 2,30 \$/m³, incrementándose de promedio un 0,9% anual. El modelo considera el precio promedio de 1,38 \$/m³, modificable por el usuario.

Por otro lado, al no contar con precios de venta de vapor en Chile, se ha realizado un *benchmark* de precio en otros países donde este tipo de servicio es común del que se obtiene un rango de 16,4 a 125,6 \$/MWth con una mediana de 75,3 \$/MWth. En el modelo se introduce un valor conservador, modificable por el usuario, de 60 \$/MWth.

6.3. Otros factores relevantes

6.3.1. Tiempo de construcción

El tiempo de construcción de una central nuclear es uno de los elementos críticos en el control de costos de la misma, y muchos son los casos en los que la construcción se alarga por motivos que pueden ir desde una mala gestión del proyecto hasta errores de diseño pasando por asuntos regulatorios (véase el apartado 8.1.2). Como mínimo, el alargamiento del tiempo de construcción conlleva tener más tiempo a la mano de obra, ingeniería y Project management contratada y un importante sobrecosto a nivel financiero al tener que alargar el período de préstamo y por lo tanto aumentar el valor de los intereses. El modelo recoge estos dos sobrecostos al definir un tiempo de construcción superior al habitual.

6.3.2. Número de unidades

El factor de escala asociado al número de unidades por central presenta beneficios en todas las fases del ciclo de vida de la central puesto que se optimiza el uso de recursos (humanos y de materiales) tanto en el propio emplazamiento como en los suministradores. Con el fin de tener en cuenta el factor de escala respecto a las estimaciones realizadas sobre el caso de referencia, se ha definido una función en base a algunos datos disponibles, referencias con estudios de detalle, y al conocimiento de los expertos (3).

En fase de construcción y de desmantelamiento se considera el factor de escala definido en la Tabla 6-15:

1 unidad	2 unidades	3 unidades	4 unidades
1,16	1,00	0,9	0,83

Tabla 6-15. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR

Los datos de la Tabla 6-15 se ajustan con la ecuación:

$$factor\ escala\ por\ número\ de\ unidades = -0,24 * \ln(n^{\circ}\ unidades) + 1,163$$

En operación la reducción al pasar de 1 unidad a 2 unidades se estima mayor:

1 unidad	2 unidades	3 unidades	4 unidades
1,30	1,00	0,9	0,83

Tabla 6-16. Factor de escala por número de unidades para los costos de operación

Para los SMR:

1 unidad	2 unidades	3 unidades	4 unidades	5 unidades	6 unidades	8 unidades	12 unidades
1,244	1,135	1,071	1,025	0,990	0,961	0,916	0,852

Tabla 6-17. Factor de escala por número de unidades para LWR y HWR

Los datos de la Tabla 6-17 se ajustan con la ecuación:

$$factor\ escala\ por\ potencia = -0,158 * \ln(n^{\circ}\ unidades) + 1,244$$

6.3.3. Potencia del reactor por unidad

La potencia del reactor por unidad lleva igualmente asociado un factor de escala que supone que los costos no aumentan proporcionalmente con la potencia. Por ejemplo, se necesita prácticamente el mismo personal para operar una central de 1.000 MWe que una de 1.400 MWe. Con el fin de tener en cuenta el factor de escala respecto a las estimaciones realizadas sobre el caso de referencia, se ha definido una función en base a algunos datos disponibles, referencias con estudios de detalle, y al conocimiento de expertos (3).

600 MW	900 MW	1000 MW	1200 MW	1350 MW	1400 MW	1600 MW
1,34	1,14	1,09	1,00	0,95	0,94	0,9

Tabla 6-18. Factor de escala por potencia

Los datos de la Tabla 6-18 se ajustan con la ecuación:

$$factor\ escala\ por\ potencia = -0,459 * \ln(P) + 4,267$$

La ecuación se aplica en construcción, operación y desmantelamiento de LWR y HWR.

Para los SMR, los datos disponibles son escasos y basados en estimaciones por lo que no se aplica factor de escala. La posible variación de los costos en función de la potencia se puede representar moviendo los costos dentro del rango propuesto. Esta aproximación es de hecho conservadora al aumentar la potencia por unidad de SMR.

6.3.4. Tipo de ciclo de combustible

La industria nuclear de generación de energía eléctrica plantea dos tipos de ciclos de combustible: el ciclo abierto y el ciclo cerrado. La principal diferencia entre ambos acercamientos radica en el tratamiento del combustible gastado, con lo que la elección al respecto del tipo de ciclo de combustible afecta principalmente al costo del *back-end*. En base a las referencias analizadas (3), se ha estimado que el costo del *back-end* de un ciclo cerrado es 2,21 veces superior que el costo del *back-end* de un ciclo abierto, tanto para la tecnología LWR, como para la SMR. También podría realizarse la misma consideración para la tecnología HWR, pero se ha de tener en cuenta que el reprocesamiento del combustible gastado de un reactor HWR no es atractivo (7) debido a la baja fracción de Uranio-235 y Plutonio que contiene. La Tabla 6-19 presenta la estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para LWR y SMR.

Partida	LWR (\$/MWh)	SMR NOAK (\$/MWh)
22: Costos del ciclo de combustible	9,0	11,9
221: Minería y conversión	3,0	4,5
222: Enriquecimiento	1,9	2,8
223: Fabricación	0,9	1,4
224: Back-end	3,2	3,2

Tabla 6-19. Estimación de costos de ciclo de combustible cerrado para centrales de tecnología LWR

El modelo permite al usuario seleccionar el tipo de ciclo de combustible que desee incorporar en la evaluación económico-financiera del proyecto. Si selecciona un ciclo de combustible cerrado, se multiplica la estimación de la partida 224: Back-end obtenida para un ciclo abierto por el factor 2,21 indicado anteriormente.

6.3.5. Tipo de desmantelamiento

La tecnología SAFSTOR se diferencia de la DECON en que los trabajos de descontaminación y desmantelamiento del emplazamiento no empiezan inmediatamente después del cese de la operación de la central, sino que se mantiene el emplazamiento en reposo durante un periodo de latencia determinado con el objetivo de permitir que disminuya la actividad de las estructuras, sistemas, y componentes de la central, y a posteriori se realizan estos trabajos. De esta manera, las tareas de descontaminación y desmantelamiento se realizan en ambientes de menor dosis radioactiva, sin la necesidad de utilizar ni las medidas de protección ni los equipos especializados propios del acercamiento DECON. Por el contrario, el emplazamiento necesita ser protegido y gestionado durante un tiempo más longevo que para la tecnología DECON. Ambas diferencias causan que los costos de desmantelamiento mediante tecnología SAFSTOR puedan ser diferentes que los asociados a la tecnología DECON.

Respecto a la tecnología LWR y HWR, en base a las referencias analizadas (3), se han estimado porcentajes de aumento o disminución de los costos de las partidas de desmantelamiento presentes en la estructura de costos. La Tabla 6-20 muestra los porcentajes de aumento o disminución estimados.

LWR - HWR porcentaje de aumento (+) o disminución (-)		
Partida	Porcentaje (%)	Razón
31: Mano de obra	+16	Una mayor duración de la etapa de desmantelamiento implica costos adicionales de personal, principalmente asociados a la gestión del emplazamiento y los servicios de seguridad.
32: Equipamiento	-39	El desarrollo de las tareas de descontaminación y desmantelamiento en ambientes menos agresivos implica un ahorro en equipamiento.
33: Disposición	-10	Los residuos tienen una menor actividad radioactiva con lo que su gestión, tratamiento, y traslado es más económico.
34: Otros	+33	Una mayor duración de la etapa de desmantelamiento implica costos adicionales de tasas y seguros y un mayor consumo de energía.

Tabla 6-20. Porcentajes de aumento y disminución de los costos de las partidas de desmantelamiento considerando las diferencias entre tecnología SAFSTOR y DECON

Aplicando estos porcentajes a los costos presentados en la Tabla 6-10, se obtiene la estimación del costo de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en los escenarios de referencia indicados para las tecnologías LWR y HWR. La Tabla 6-21 presenta dicha estimación:

Costos de desmantelamiento para LWR/HWR (\$/kWe-año)	
Partida	Valor promedio
31: Mano de obra	12,8
32: Equipamiento	1,9
33: Disposición	4,2
34: Otros	10,0
30: Desmantelamiento	29,0

Tabla 6-21. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en los escenarios de referencia de LWR y HWR

Respecto a reactores de tecnología SMR, las referencias consultadas indican que, debido a sus características técnicas, y para el caso de la tecnología de desmantelamiento SAFSTOR, los costos de desmantelamiento por kilovatio eléctrico instalado de un reactor SMR se reducirían en un 13 por ciento en comparación con los de un reactor LWR o HWR de potencia instalada similar. Teniendo en cuenta este dato y el factor de escala (3), se obtiene la estimación de costos de desmantelamiento SAFSTOR para tecnología SMR presentada en la Tabla 6-22.

Costos de desmantelamiento para SMR (\$/kWe-año)

Partida	Valor promedio
31: Mano de obra	22,9
32: Equipamiento	3,3
33: Disposición	7,6
34: Otros	17,9
30: Desmantelamiento	51,7

Tabla 6-22. Estimación de costos de desmantelamiento para la tecnología SAFSTOR en el escenario de referencia de SMR

El modelo permite al usuario seleccionar el tipo de desmantelamiento que desee incorporar en la evaluación económico-financiera del proyecto. En caso de que se seleccione el acercamiento SAFSTOR, se aplican los valores estimados indicados en la Tabla 6-21 o Tabla 6-22 en lugar de los costos estimados de desmantelamiento del acercamiento DECON presentados en la sección 6.1.3.

6.3.6. Modelo de propiedad

El modelo de propiedad de la CNP, entendido como la participación del sector público y privado en la inversión del proyecto (*equity*), impacta en dos factores clave: los Impuestos Sobre Beneficio y el Costo del Capital Propio (K_e).

De acuerdo con la Circular SII N° 52, 10.10.2014 y el Artículo 2 del D.L. No. 2.398, de 1978, las empresas de propiedad pública chilenas deben contribuir al estado con un impuesto del 67% sobre el beneficio, mientras que las empresas de propiedad privada con el 27%.

El Costo de Capital Propio (K_e) representa la Tasa Interna de Retorno (TIR) mínima esperada por los inversionistas del proyecto. Para el caso del sector público, se utiliza un Costo de Capital Propio (K_e Público) de 6,0% definido por la CCHEN como tasa social para proyectos del estado. Para el sector privado se calcula el Costo de Capital Propio (K_e Privado) teórico con base en el Modelo de Valoración de Activos Financieros o *Capital Asset Pricing Model* (CAPM).

El modelo permite al usuario elegir entre dos cálculos de CAPM, uno con la Tasa libre de Riesgo EEUU y otro con base en la Tesorería General de la República (2,5%, bono a 10 años en EEUU; 4,6%, BTP-10), ambos utilizan un valor beta promedio de 0,81, la prima de riesgo de inversión de país Chile (6,55%), y la prima de riesgo nuclear dentro del rango sugerido por MIT (8) (2,5%). Con lo anterior, se obtiene un costo de fondos propios privados de 7,8% a 8,2%.

Al ponderar el Ke Privado y Ke Público por la participación de cada sector (a definir en el modelo) se obtiene un Ke global que representa el Costo de Fondos Propios del *equity*.

6.3.7. Financiación

Otro de los factores incorporados al modelo es la estructura de la financiación y sus condiciones. El modelo considera la estructura del capital, donde el usuario incorpora el porcentaje de los fondos ajenos (deuda *senior*) y de los fondos propios (*equity*). Para los fondos ajenos (deuda *senior*) se indica la tasa de interés, el periodo de carencia y el plazo de pagos. Durante este plazo de carencia, típicamente el mismo número de años que lo que dura la construcción de la primera unidad, el inversionista no paga los costos financieros, pero los intereses anuales aplican sobre la deuda inicial. Para incorporar estos supuestos de la estructura del financiamiento, se utiliza el Costo Medio Ponderado de Capital (WACC⁵ por sus siglas en inglés).

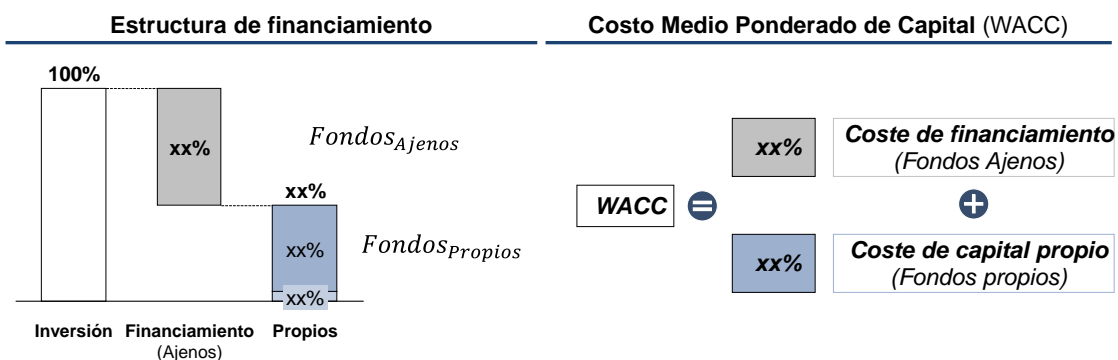


Figura 6-1. Estructura de financiamiento y WACC

El WACC pondera el Ke global del público y privado que participan en el *equity* con el costo de financiamiento.

⁵ WACC: Weighted Average Cost of Capital.

7. COSTO Y RENTABILIDAD DE LOS CASOS ANALIZADOS

De acuerdo con los intereses de la contraparte técnica (CCHEN, Ministerio de Energía y Comisión Nacional de Energía), y en base a la experiencia de IDOM, se definieron unos escenarios que se consideraron representativos de un posible proyecto nuclear en Chile y que se analizaron en el Informe Parcial 2 (3). Se recoge a continuación un resumen de los resultados obtenidos.

7.1. Escenarios analizados

7.1.1. Escenario base LWR

Los datos de partida que definen este escenario son los siguientes:

Factor	Unidades	Escenario base LWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	6
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
LWR	MW(e)	1.200
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (Equity)	%	40,0%

Tabla 7-1. Datos de partida para el escenario base LWR

Los resultados obtenidos mediante el Modelo de Costos son los presentados en la Tabla 7-2.

Escenario base LWR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	2,4%
VAN Proyecto @ WACC (mill.)	USD (4.726)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	38 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (equity)	
TIR Inversionista	1,9%
VAN Inversionista @ Ke (mill.)	USD (3.221)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Inversionista	52 años
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.163
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 79,7

Tabla 7-2. Resultados del escenario base LWR

7.1.2. Escenario base HWR

Los datos de partida que definen este escenario son los siguientes:

Factor	Unidades	Escenario base HWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	6
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
HWR	MW(e)	1.200
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (Equity)	%	40,0%

Tabla 7-3. Datos de partida del escenario HWR

Los resultados obtenidos mediante el Modelo de Costos son:

Escenario base HWR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	2,1%
VAN Proyecto @ WACC (<i>mill.</i>)	USD (5.512)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	41 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (<i>equity</i>)	
TIR Inversionista	1,4%
VAN Inversionista @ Ke (<i>mill.</i>)	USD (3.693)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Inversionista	56 años
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.660
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 84,0

Tabla 7-4 Resultados del escenario base HWR

7.1.3. Escenario base SMR

Los datos de partida que definen este escenario son los siguientes:

Factor	Unidades	Escenario base SMR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	4
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
HWR	MW(e)	100
Número de unidades de la central	Unidades	2 (x2)
Factor de Planta	S/D	0,95
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (<i>Equity</i>)	%	40,0%

Tabla 7-5. Datos de partida del escenario base SMR

Los resultados obtenidos mediante el Modelo de Costos son:

Escenario base SMR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	1,5%
VAN Proyecto @ WACC (<i>mill.</i>)	USD (1.182)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	46 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (<i>equity</i>)	
TIR Inversionista	n.a
VAN Inversionista @ Ke (<i>mill.</i>)	USD (716)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Inversionista	n.a
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.837
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 91,7

Tabla 7-6. Resultados del escenario base SMR

7.1.4. Escenario propuesto por CCHEN

Los datos de partida que definen este escenario son los siguientes:

Factor	Unidades	Escenario base LWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	6
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
LWR	MW(e)	600
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No
HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	100,0%
Privado	%	0,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (<i>Equity</i>)	%	40,0%

Tabla 7-7. Datos de partida del escenario base sugerido por la CCHEN

Los resultados obtenidos mediante el Modelo de Costos son:

Escenario propuesto por CCHEN	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	1,3%
VAN Proyecto @ WACC (<i>mill.</i>)	USD (4.043)
WACC	5,5%
Payback Proyecto	50 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (<i>equity</i>)	
TIR Inversionista	n.a
VAN Inversionista @ Ke (<i>mill.</i>)	USD (2.446)
Costo de Capital (Ke)	6,0%
Payback Inversionista	n.a
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 6.875
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 103,3

Tabla 7-8. Resultados del escenario propuesto por la CCHEN

7.1.5. Escenarios base LWR con otras aplicaciones

Para estos escenarios se parte de los datos del escenario base LWR y se añade una aplicación adicional:

Escenario base LWR con otra aplicaciones		
con Desalinización		
Tecnología		Ósmosis inversa
Capacidad de desalinización	<i>Miles de m³.d</i>	195
Precio de venta por m ³ de agua	<i>US/m³</i>	1,38
con District Heating		
Capacidad de producción de vapor	<i>GW th</i>	2.700
Precio de venta de vapor	<i>US/MW th</i>	60.00
Horas de operación anuales	<i>Horas/año</i>	1.800

Tabla 7-9 Otras aplicaciones evaluadas

Los resultados obtenidos mediante el Modelo de Costos son los indicados en la Tabla 7-10.

	Escenario base LWR	con desalinización	con district heating
Rentabilidad del PROYECTO			
TIR Proyecto	2,4%	2,5%	2,2%
VAN Proyecto @ WACC (<i>mill.</i>)	USD (4.726)	USD (4.707)	USD (5.390)
WACC	5,5%	5,5%	5,5%
Payback Proyecto	38 años	38 años	40 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (<i>equity</i>)			
TIR Inversionista	1,9%	2,1%	1,4%
VAN Inversionista @ Ke (<i>mill.</i>)	USD (3.221)	USD (3.213)	USD (3.631)
Costo de Capital (Ke)	6,0%	6,0%	6,0%
Payback Inversionista	52 años	50 años	56 años
Costo por kWe y LCOE			
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	5.163	5.283	5.534
LCOE (USD/MWh) *con financieros, sin IVA	79,7	81,9	95,7

Tabla 7-10. Comparación de los resultados con productos alternativos para el escenario LWR

7.1.6. Observaciones

Se presentan a continuación algunas observaciones que se desprenden de los resultados obtenidos, así como del análisis de sensibilidad. Se evalúa igualmente el impacto de algunas de las características del proyecto sobre la rentabilidad del mismo con el objetivo de servir como guía para cuando se quiera buscar el escenario óptimo.

Los valores de LCOE obtenidos son coherentes con los datos encontrados en la industria. La Figura 7-1 recoge, para cada uno de los escenarios, el LCOE calculado con una tasa de descuento del 7% para poder compararlos con otros datos bibliográficos también descontados al 7%.

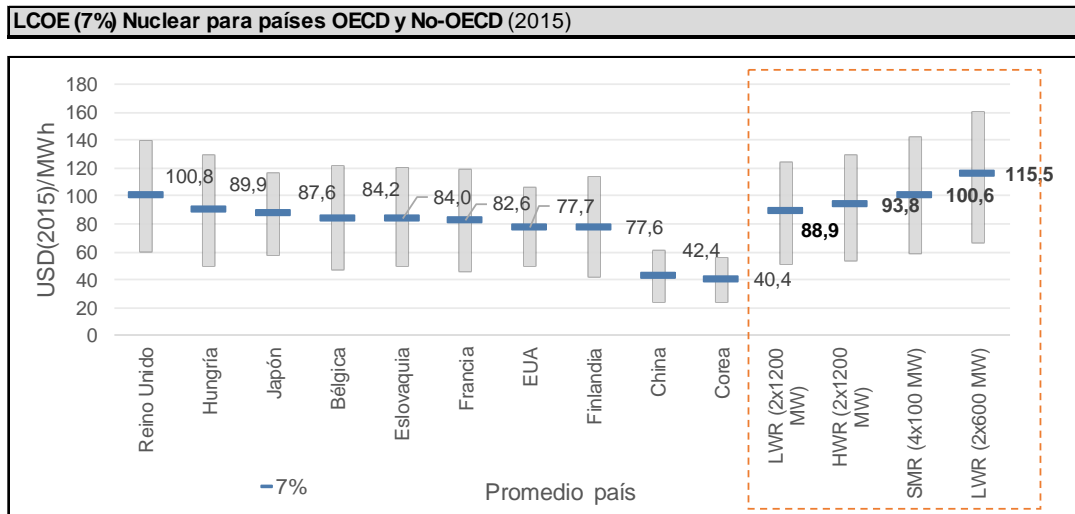


Figura 7-1 Comparativa de LCOE a tasa de 7% para los distintos escenarios analizados

Los datos de LCOE obtenidos para Chile quedan dentro del rango alto respecto a los datos de otros países, parcialmente debido al sobrecosto que suponen los altos requerimientos sísmicos. Dichos requisitos le suponen al proyecto chileno entre 6 a 8 \$/MWh adicionales respecto a países con menores riesgos sísmicos. Además, el estudio incluye, dentro del costo de implantación de la central nuclear, la construcción de la infraestructura de conexión a la red eléctrica, que normalmente no es responsabilidad directa del propietario de la central. Sin estos costos, el LCOE bajaría entre 1,5 y 2 \$/MWh más.

El LWR de 1200 MW aparece como la opción con menor LCOE de entre los casos analizados pese a que al escenario con 4 SMRs de 100 MW sería el que requeriría una inversión inicial menor.

Caso	LWR 2 x 1200 MW	HWR 2 x 1200 MW	SMR 4 x 100 MW	LWR 2 x 600 MW
Potencia total (MW)	2.400	2.400	400	1.200
LCOE (\$/MWh) ⁶	79,7	84,0	91,7	103,3
Inversión inicial	(\$/kWe)	5.163	5.660	5.837
	(M\$)	12.392	13.584	2.335

Tabla 7-11. Costos de implantación de una central nuclear

⁶ Tasa de descuento utilizada: 6%

Cabe destacar que los datos de costo que alimentan el modelo son estimaciones. La información recogida para la realización de estas estimaciones es extensa para el caso de LWR de potencias entre 1000 y 1400 MW puesto que son los modelos que más se están implantando en la actualidad. Sin embargo, la información de construcción de centrales HWR disponible no es especialmente reciente al haber poca experiencia en los últimos años a nivel internacional con este tipo de reactor. En cuanto a los SMRs, al no haberse construido ni operado ninguno, los costos reales podrían ser muy diferentes en el futuro según evolucione el concepto. El caso de LWR de baja potencia (600 MW) está extrapolado de los datos de LWR de 1200 MW a partir de un factor de escala (véase la sección 6.3.3), pero no hay actualmente ningún modelo en el mercado con estas características por lo que no se considera un caso realista. Así, los valores obtenidos en este estudio podrían variar en caso de contar con datos más precisos y actualizados, de diseños concretos, estudios detallados de la participación local y de su impacto sobre los costos del proyecto, y otros.

Teniendo en cuenta la disponibilidad de tecnología y la experiencia internacional actual, las observaciones que se presentan a continuación se realizan sobre el escenario de LWR de 1200 MW. Sin embargo, todas las conclusiones son extrapolables a otros escenarios. Se realizan algunas evaluaciones particulares sobre el escenario de SMR sabiendo que, pese a que por el momento se trata de una tecnología nada madura y con previsiones económicas muy poco comprobadas, sería una opción de interés para Chile.

De acuerdo con el análisis de sensibilidad que realiza el modelo sobre el LCOE, Figura 7-2, el factor de planta es el parámetro que más influye sobre el valor calculado. Así, para aumentar la rentabilidad de la planta es importante que se asegure por un lado la fiabilidad y la disponibilidad de la planta, y por el otro la demanda de electricidad por parte del mercado. En caso contrario, la rentabilidad de una central baja en picado, al ser el grueso de sus costos, costos fijos.

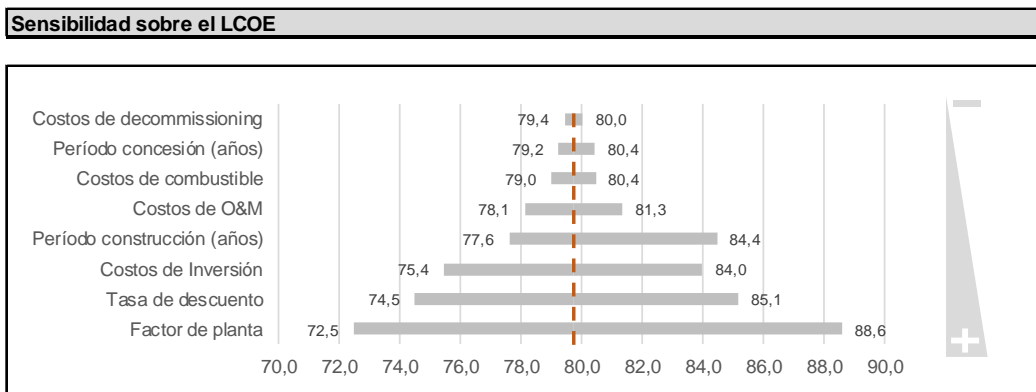


Figura 7-2 Gráfico de tornado de la sensibilidad del LCOE a un 10% de variación

En cuanto a los costos a lo largo de todo el ciclo de vida de una central nuclear, queda patente que el que mayor impacto tiene sobre el LCOE es el costo de inversión. Esto responde al hecho de que la energía nuclear es muy intensiva en capital.

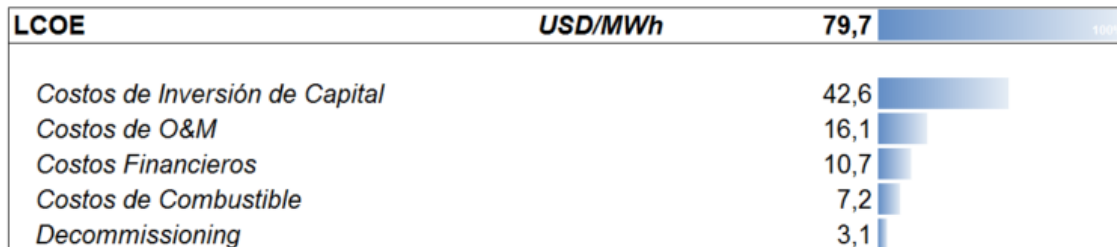


Figura 7-3 Peso de cada concepto principal de costo en el LCOE

Contrariamente a lo que ocurre en otras energías, el costo del combustible nuclear tiene un bajo impacto sobre el LCOE por lo que, pese a que el mercado del uranio suele ser bastante estable, incluso si se encareciese sustancialmente, el impacto sería acotado. Todo esto implica que el principal esfuerzo de contención de costos de una central nuclear se debe hacer en su fase de diseño y construcción.

Así mismo, el período de construcción tiene un considerable impacto sobre el LCOE puesto que no solo aumenta los costos de inversión de capital al requerir el mantenimiento de la mano de obra durante un tiempo más prolongado, sino que también aumenta considerablemente los costos financieros. Por el tamaño de la inversión y los largos períodos de construcción, los costos financieros representan más de un 10% de la inversión inicial. La obtención de buenas condiciones de financiamiento es pues un factor esencial en la disminución de los costos del proyecto.

Más allá de los parámetros que se deben controlar para procurar reducir los costos de la implantación de una central nuclear, existen algunas características del proyecto que, según se escojan o se definan pueden afectar a los costos y a la rentabilidad.

La potencia del reactor y el número de unidades por planta permiten jugar con la economía de escala. Así a mayor potencia y mayor número de unidades por planta, menor LCOE y mayor rentabilidad del proyecto, pero también mayor inversión absoluta. Aunque al cambiar de modelo de reactor entran en juego diferencias tecnológicas que también afectan al costo más allá de la función de escala definida en este estudio, la aproximación realizada es coherente con lo que se recoge de la industria. Entre los nuevos diseños, los modelos de entre 1000 y 1600 MW han ganado claramente el terreno a los más pequeños. Los últimos proyectos arrancados en Emiratos Árabes y en Turquía son grupos de 4 unidades de entre 1100 y 1400 MW.

El impacto del factor de escala a nivel del número de unidades y de potencia se refleja en la Figura 7-4 y Figura 7-5, respectivamente.

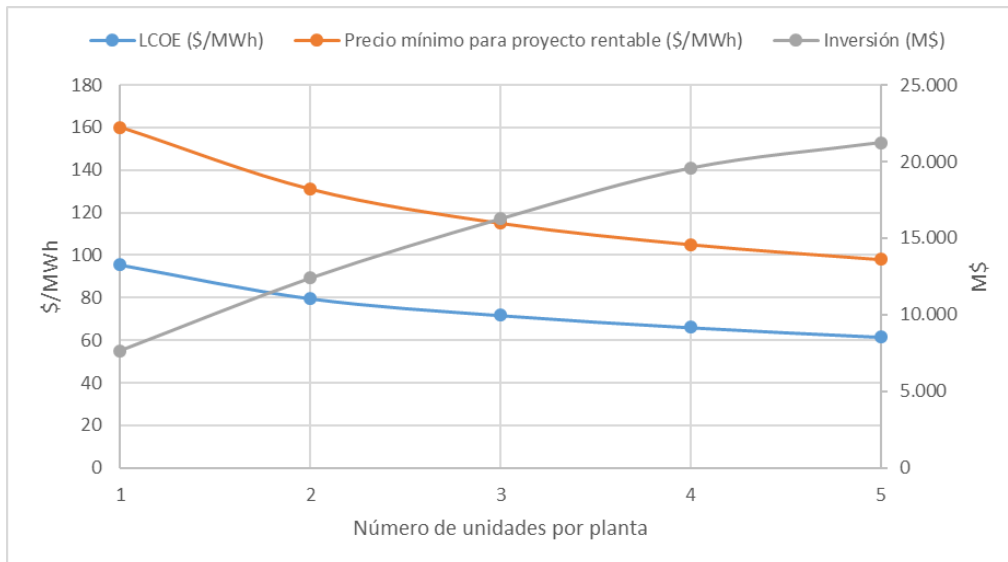


Figura 7-4 LCOE, precio mínimo de la electricidad e inversión para distintos números de unidades por planta.

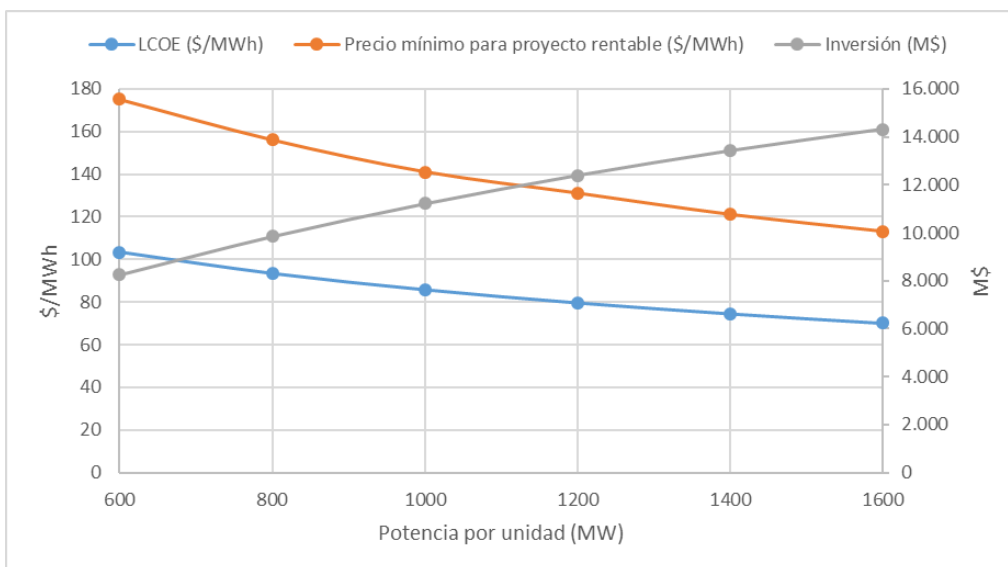


Figura 7-5 LCOE, precio mínimo de la electricidad e inversión para distintas potencias por unidad.

Así, la decisión de cuántas plantas y de qué potencia ha de ser instalada debe ser pues tomada teniendo en cuenta este efecto, en especial en cuanto al número de plantas puesto que la potencia irá bastante ligada, entre los modelos disponibles en el mercado, al tecnológico seleccionado.

Para los SMR se prevé que el factor de escala sea esencial en su viabilidad, sobre todo a nivel de su producción en serie y de su mantenimiento. El concepto todavía no ha sido demostrado, pero podría ser incluso superior al representado en el modelo.

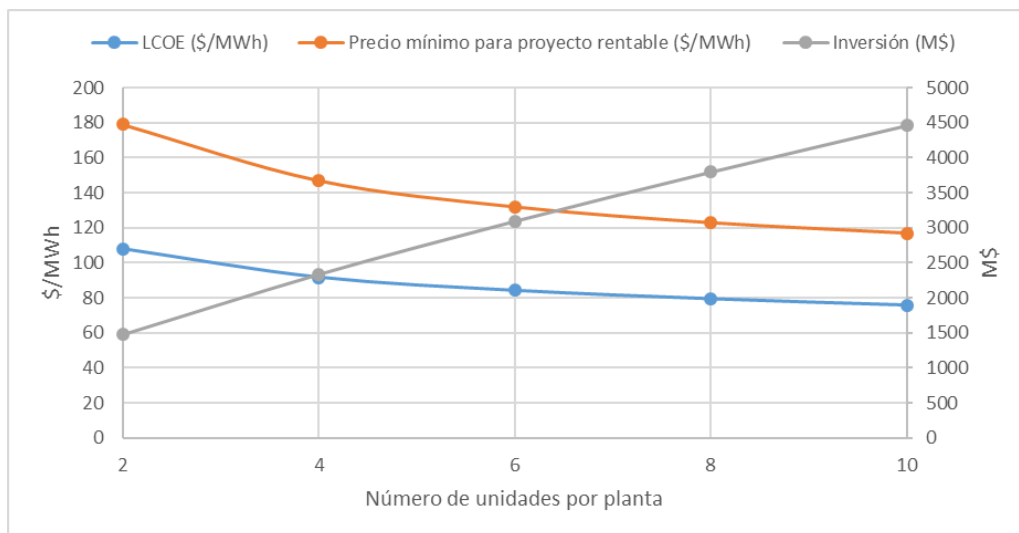


Figura 7-6 LCOE, precio mínimo de la electricidad e inversión para distintos números de unidades SMR por planta.

Otras características esenciales del proyecto son el modelo de propiedad y la configuración del financiamiento. El modelo de propiedad, en el caso de Chile, va además muy ligado a la carga impositiva ya que las entidades públicas pagan un 40% de impuestos adicionales respecto al 27% pagado por las entidades privadas. En los escenarios estudiados, la propiedad se ha definido como 100% pública por lo que la rentabilidad del proyecto se ve muy afectada por la alta carga impositiva. Así, al aumentar el porcentaje de participación privada, aumenta la rentabilidad y disminuye el precio mínimo de venta de electricidad para que el proyecto sea rentable.

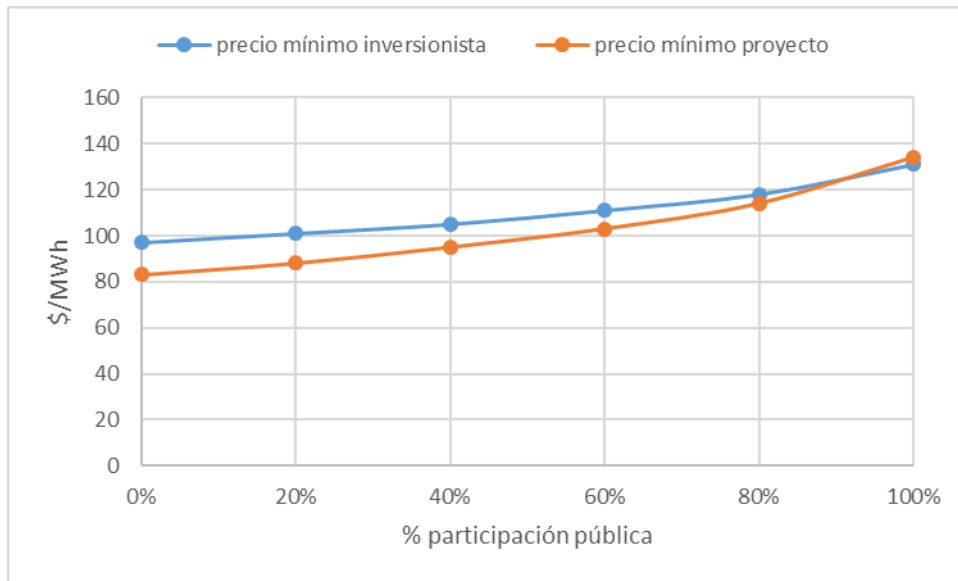


Figura 7-7 Precio mínimo del proyecto y del inversionista en función del modelo de propiedad (público vs privado).

La configuración del financiamiento incluye varios aspectos. En primer lugar, el reparto entre fondos propios y fondos ajenos, y en segundo, el tipo de interés de la deuda senior y el costo del capital de los inversionistas. Suponiendo un modelo de propiedad 100% privado para eliminar el impacto de los impuestos adicionales al público en la evaluación de la rentabilidad se obtienen las siguientes evoluciones del precio mínimo para que el proyecto sea rentable para distintos costos del capital de los inversionistas y tipos de interés de la deuda senior.

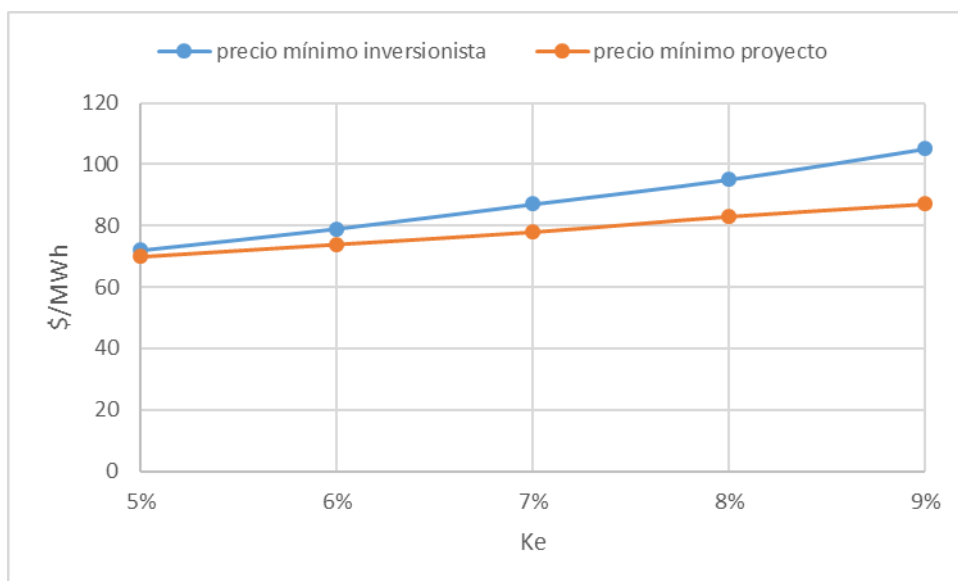


Figura 7-8 Precio mínimo del proyecto y del inversionista en función del costo de capital (Ke).

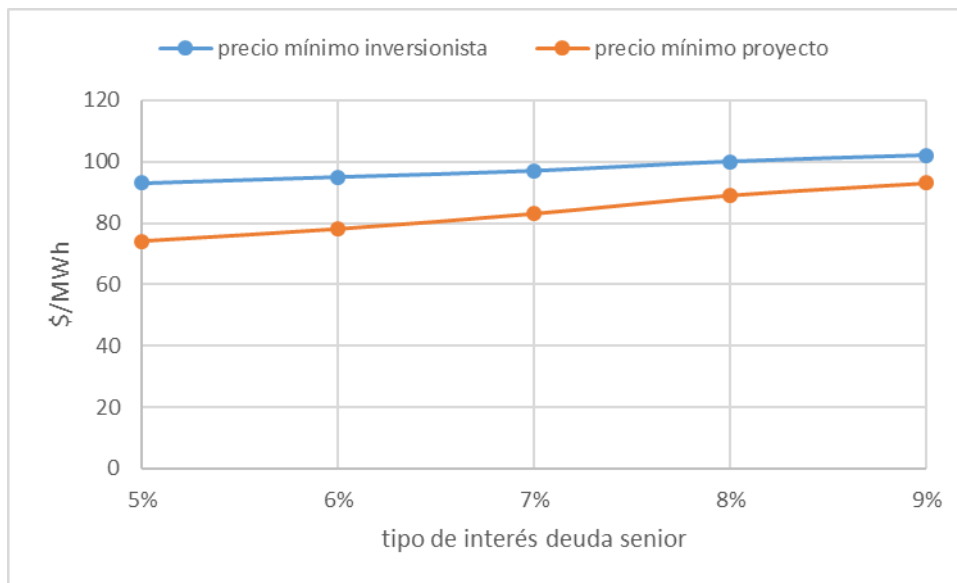


Figura 7-9 Precio mínimo del proyecto y del inversionista en función del tipo de interés de la deuda senior.

En cuanto al reparto entre fondos ajenos y fondos propios, su impacto sobre la rentabilidad del proyecto varía según los tipos de interés, costos de capital y carga impositiva. Un mayor porcentaje de fondos ajenos aumenta el LCOE, pero no disminuye necesariamente la rentabilidad del proyecto. Así, hay casos en que resulta más beneficioso pagar los intereses de la deuda, teniendo en cuenta que descargan parte de la carga impositiva, que el retorno esperado por los inversores, y otros casos, con cargas impositivas y costos de capital menores, en los que puede resultar más beneficioso aumentar el porcentaje de fondos propios.

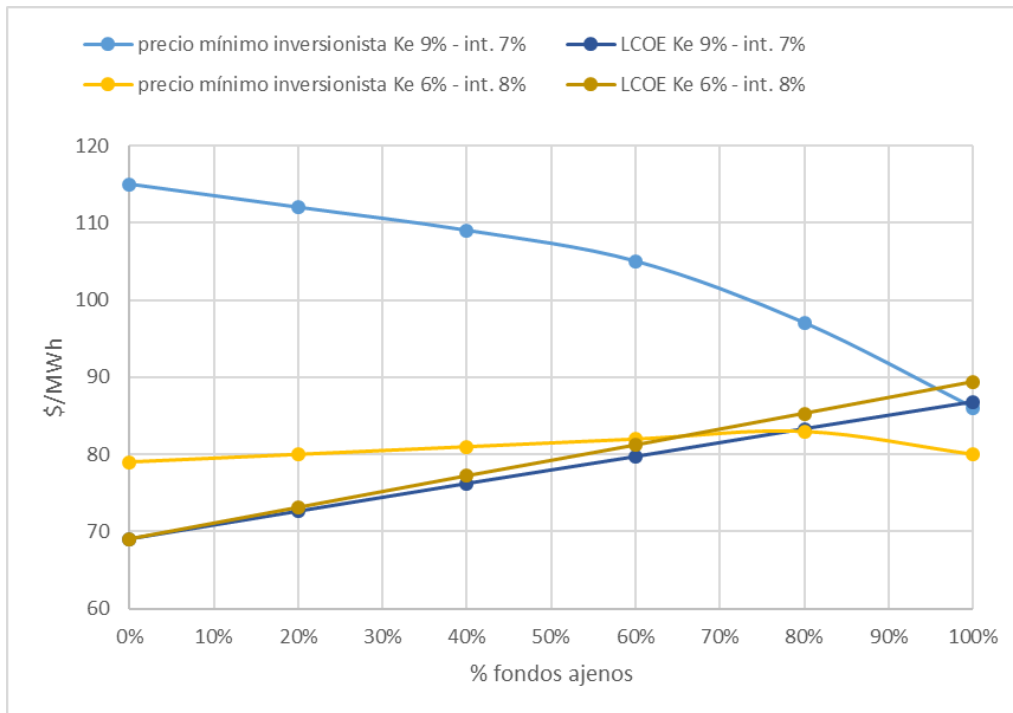


Figura 7-10 LCOE y precio mínimo de la electricidad para distintas estructuras de financiamiento (fondos ajenos vs. Propios).

En resumen, se observa con estos análisis que el precio mínimo para que el proyecto sea rentable no solo depende de lo que se pueda entender como costo tecnológico o constructivo del proyecto, sino que es muy sensible a las características del financiamiento y a las cargas impositivas que se definan. Será la combinación de todos estos parámetros que se seleccione finalmente la que defina el precio mínimo al que se debería vender la electricidad.

8. ESCENARIOS DE RIESGOS Y FACTORES CRÍTICOS

Una vez evaluado el costo y la rentabilidad de un proyecto de implantación de una central nuclear en Chile, así como su sensibilidad frente a la variación de algunos parámetros, es importante conocer los factores que pueden poner en riesgo el éxito del proyecto. Para ello, en este apartado se identifican y describen una serie de escenarios de riesgo, y los factores críticos que los causan, que podrían tener un impacto sobre la viabilidad de un proyecto de implantación de una central nuclear de potencia en Chile. El impacto sobre la rentabilidad que tendrían estos escenarios se analiza mediante el *Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile* y los resultados obtenidos se presentan en la sección 8.3. La determinación de los factores críticos que provocan la ocurrencia de escenarios de riesgo permite conocer las circunstancias que se han de evitar para que la realización de un proyecto de esta índole sea satisfactoria. Con el objetivo de que el alcance de escenarios de riesgo analizados, y los factores críticos que los provocan, sea lo más representativo posible, la identificación y determinación de escenarios y factores se basa en una revisión de proyectos similares, tanto de índole nuclear como de proyectos energéticos en Chile.

8.1. Revisión de proyectos similares

Con el fin de identificar cuáles son las problemáticas a las que se enfrentan los proyectos energéticos en el país, se ha llevado a cabo una búsqueda bibliográfica de datos disponibles y se ha consultado con la CCHEN dado su conocimiento local para realizar la selección de los proyectos energéticos en Chile a revisar. Con el objetivo de que el listado sea lo más representativo posible de la situación actual del país, se ha impuesto la restricción de que los proyectos a revisar deben ser de reciente implantación. Los proyectos finalmente revisados se listan a continuación:

- ALTO MAIPO
- KELAR
- ANGOSTURA
- HYDROAYSEN
- CERRO DOMINADOR

La selección de los proyectos nucleares internacionales se ha llevado a cabo a partir de la propia experiencia de IDOM en la industria nuclear, reforzándola con una búsqueda bibliográfica de datos disponibles de los proyectos nucleares. La revisión de proyectos nucleares internacionales

permite identificar las problemáticas que afectan a este sector tan específico. Con el objetivo de que el listado sea lo más representativo posible de la situación actual de la industria, se ha impuesto la restricción de que los proyectos a revisar deben ser de reciente implantación, de 2005 en adelante, o bien el escenario de riesgo por el cual se analiza el proyecto haya ocurrido recientemente. Los proyectos finalmente revisados se listan a continuación:

- OLKILUOTO-3
- FLAMANVILLE-3
- ANGRA-3
- VC SUMMER-2/3
- WATTS BAR-2
- BROWNS FERRY-1
- KOEBERG
- KHMELNITSKI, ROVNO, y ZAPROZHYE
- KEWAUNEE
- BARAKAH
- FUKUSHIMA

8.1.1. Proyectos energéticos en Chile

Se presentan a continuación los datos más relevantes de los proyectos revisados, indicando el o los escenarios de riesgo identificados, y los factores que han influenciado el desarrollo del proyecto.

ALTO MAIPO

Se trata de un proyecto hidroeléctrico que comprende la construcción de dos centrales de pasada en el sector alto del Río Maipo, en la comuna precordillerana de San José de Maipo, a 40 kilómetros de Santiago y cuya propiedad es compartida desde el 1 de julio de 2013 entre la empresa eléctrica Aes Gener (60%) y Antofagasta Minerals del Grupo Luksic (40%). Es el mayor de su tipo aprobado en Chile en los últimos años.

El proyecto Alto Maipo está compuesto por dos unidades: Alfalfal II y Las Lajas, las que generarán en conjunto 531 MW de potencia.

Para producir esta energía, se ocuparán parte de las aguas de los ríos Volcán, Yeso y Colorado, las que serán íntegramente devueltas al río Maipo casi 6 kilómetros aguas arriba de la bocatoma de la empresa de agua potable y de las captaciones de los canalistas, por lo que no afectará el abastecimiento de agua potable para Santiago, su uso para regadío y las actividades deportivas que se realizan en torno al río Maipo.

La obra fue inicialmente presupuestada sobre los 2,05 billones de dólares aproximadamente, presuponiendo que tendría una disponibilidad para operar plenamente a inicios del 2018. Sin embargo, algunas **demoras y sobrecostos** producidos por ciertos factores surgidos durante el desarrollo del proyecto constructivo y de la obra, han supuesto que **se ponga en riesgo la consecución exitosa de los trabajos**. A continuación, se listan los factores principales que lo han motivado:

- A pesar de haber sido una iniciativa aplaudida por el sector industrial del país, no ha estado falta de **controversia entre organizaciones ambientalistas y comunidades locales**. Éstas, cuyos miembros viven o son usuarios del Cajón del Maipo y luchan por proteger el patrimonio natural y paisajístico de la zona y las reservas de agua potable y de riego de la Región Metropolitana, han rechazado la construcción de la central esgrimiendo el argumento de que provocará la desertificación de la zona norte del país, desbaratando la cuenca hidrográfica que abastece a la región.
- Se han producido algunos retrasos por **dificultades técnicas**, en particular de índole geológica. El retraso de las obras se debe a los desafíos constructivos provocados por la condición geográfica al construir centrales en la alta cordillera y también por el tipo de roca que han ido encontrando a medida que avanza la construcción del proyecto.
- Uno de los **contratistas** de túneles, la Constructora Nuevo Maipo (CNM, integrado por la empresa alemana Hochtief y la italiana CMC Di Ravenna), **dejó de operar** en 2017 argumentando que “era indispensable suspender la construcción del túnel por razones de seguridad, toda vez que existía un grave riesgo a la vida de los trabajadores si se continuaba la excavación”. Actualmente, AES Gener ha finalizado el acuerdo por considerar que CNM cometió infracciones importantes al mismo, y se ha abierto un proceso arbitral ante la Cámara de Comercio Internacional.
- A esto se sumó que en enero de 2017 el **Grupo Luksic selló su salida del proyecto**, donde asumió una pérdida de casi 380 millones de dólares. Antofagasta Minerals

sorprendió al mercado al anunciar la salida de Minera Los Pelambres del proyecto, hecho no menor ya que el brazo minero del grupo Luksic tenía el 40% de la propiedad de la iniciativa.

- La situación supuso que se declarase un evento de “**default técnico**”, afectando negativamente a las condiciones de financiación de la deuda adquirida hasta ese momento.

El resultado actual es que se espera que el proyecto constructivo tendrá, al menos, unos **sobrecostos del 22%** sobre el monto inicial, así como un **retraso en la puesta en marcha** de la central de un año (se ha revisado la planificación para su finalización en el primer trimestre de 2019).

KELAR

Kelar S.A. es un consorcio conformado por Korean Southern Power Co. Ltd., con una participación del 65%, y Samsung C & T Corp., con un 35%. Se adjudicó el diseño, construcción y operación de la planta a gas natural de ciclo combinado Kelar, con una capacidad de 517 MW, propiedad de BHP Billiton en Chile. La planta, ubicada en la ciudad de Mejillones, en la norteña región de Antofagasta (II), suministrará energía eléctrica a las minas de cobre de Escondida y Cerro Colorado por un período de 15 años, además de 4.076 GWh anuales al Sistema Interconectado del Norte Grande. BHP Billiton firmó un contrato con Gas Natural Fenosa por el suministro de gas natural para la planta, que requirió una inversión de 600 millones de dólares. La planta utiliza diésel como combustible de respaldo y comenzó sus operaciones en 2016. La oficina central de Kelar S.A. se encuentra en Santiago, Chile.

No se han encontrado problemas en el desarrollo, la construcción y la puesta en marcha de la central. La estabilidad y el compromiso del cliente y de los inversores, así como el buen trabajo previo de sensibilización de la comunidad aledaña habrían sido factores clave en el éxito del proyecto.

ANGOSTURA

La central hidroeléctrica Angostura tiene una capacidad instalada de 316 MW y una generación media anual de 1.542 GWh. Fue construida en 48 meses (puesta en marcha en julio de 2014), utiliza 3 turbinas Francis Vertical y permite abastecer cerca del 3% de la demanda energética del SIC. Presenta un modelo que concilia la generación de energía con turismo, a través del Parque Angostura. Angostura aprovecha los recursos hídricos de los ríos Biobío y Huequecura mediante la construcción de un embalse de regulación mínima, lo que permite una variación no mayor a

un metro en el nivel de las aguas, minimizando así su impacto ambiental y posibilitando el desarrollo turístico en su entorno. A continuación, se especifican los principales potenciales factores de riesgo para llevar a cabo el proyecto:

- El proyecto Angostura implicó reasentar a 46 familias. Se tuvo que llevar a cabo un **plan de reasentamiento** que consideró: negociación y acuerdos individuales; programas de apoyo psicológico, social, de salud y económico; y seguimiento y monitoreo periódico y permanente.
- El **Impacto Ambiental y Arqueológico** de la zona a la hora de ejecutar la obra, ya que se identificaron 48 potenciales impactos, 41 negativos (de los cuales 5 fueron calificados como altos) y únicamente 7 positivos.
- Los **grupos de interés ciudadano** socioambientales, que presentaron aproximadamente unas 400 observaciones al Estudio de Impacto Ambiental.
- La **complejidad de diseño y ejecución**, por dimensionamiento y por combinar objetivos de producción energética, mínimo impacto ambiental y proyección como espacio turístico.

Finalmente, no se ha identificado que estos factores de riesgo hayan supuesto un problema para la consecución exitosa del proyecto en precio y plazo, así como que los posibles conflictos surgidos de los mismos no hayan sido solventados, compensados o reparados.

HYDROAYSEN

HidroAysén fue un proyecto que contemplaba la construcción y operación de cinco centrales hidroeléctricas, dos en el río Baker y tres en el río Pascua, ubicadas en la región de Aysén, al sur de Chile. El complejo tendría una potencia instalada de 2.750 MW y una capacidad de 18.430 GWh de energía media anual, cuya inversión se estimó en unos 3,2 billones de dólares, constituyéndose como el proyecto energético más importante que se haya estudiado en ese país hasta la fecha (según la empresa responsable, al año 2020, el proyecto podría haber cubierto el 21% de la demanda del SIC). La administración de HidroAysén estuvo a cargo de una sociedad anónima constituida por las empresas generadoras de electricidad más grandes del país: ENDESA y Colbún S.A., cuya participación en la sociedad era de un 51% y 49% de las acciones, respectivamente. La construcción del proyecto contemplaba una línea de transmisión que transportaría la energía desde la región de Aysén hasta Santiago, para ser inyectada al SIC mediante una línea de corriente continua que poseería un tramo submarino entre las comunas de Chaitén y Puerto Montt. Tras multitudinarias protestas, recursos y acciones legales tomadas

por grupos contrarios, y su prolongación en el tiempo hicieron que el proyecto fuese primero rechazado en consejo de ministros y, posteriormente, cancelado definitivamente en noviembre de 2017. En adelante se indican los factores principales que implicaron no llevar a cabo el proyecto:

- La **opinión pública contraria** al proyecto, muy crítica por parte de los sectores ambientales, así como habitantes de Aysén y del resto de Chile. En abril de 2011 el rechazo social era del 61% de la población, que creció hasta un 74% tras la aprobación del proyecto.
- Algunos estudios estimaron que el **impacto ambiental generaría daños irreversibles**, afectando a 6 parques naturales, 11 reservas naturales, 26 sitios prioritarios de conservación, 16 humedales y 32 áreas protegidas privadas, además de la intervención de 6 comunidades mapuche, 4 de comunas de Tóltén, 1 de Lautaro y 1 de Victoria.
- Los **procesos legales abiertos** por los recursos de protección admitidos en junio de 2011 contra la Comisión de Evaluación Ambiental (CEA), y la no iniciación de la construcción hasta no quedar resuelto.
- A pesar de quedar finalmente aprobado gracias al rechazo de los recursos por parte de la Corte Suprema, en añadido se produjeron **renuncias en altos cargos del proyecto**.

En mayo de 2012, el Grupo Matte, dueño de Colbún S.A. y, a través de éste, del 49% de HidroAysén, anunció suspender la tramitación ambiental de la línea de transmisión del proyecto eléctrico, aduciendo a la falta de amplio consenso en política energética en el país que dificultan el desarrollo de proyectos de semejante magnitud. En 2017 se anunció la **cancelación definitiva del proyecto**.

CERRO DOMINADOR

El complejo solar Cerro Dominador estará formado por una planta fotovoltaica con una capacidad de 100 MW y por la primera planta termosolar de América Latina, con 110 MW de capacidad y 17,5 horas de almacenamiento térmico. En conjunto, el campo solar del complejo alcanza las 1.000 hectáreas y la planta termosolar tendrá 10.600 heliostatos que concentran la radiación solar en un punto, el receptor, ubicado en la parte superior de una torre de 250 metros de altura, para calentar sales fundidas que se utilizan para generar vapor con el que se alimenta una turbina de 110 MW que genera electricidad limpia. El complejo evitará la emisión de unas 870.000 toneladas de CO₂ al año y permitirá responder a la demanda de energía de la población y de la industria gracias a la combinación de ambas tecnologías. El costo del proyecto se estima en

1.000 millones de dólares y la construcción comenzó en mayo de 2014 y el gobierno chileno, a través de la Corporación de Fomento de la Producción de Chile (CORFO), está proporcionando 20 millones de dólares de financiamiento y también está prestando el terreno donde se encuentra la planta. Se espera la puesta en marcha de la totalidad del proyecto en 2017. La principal empresa desarrolladora del proyecto era ABENGOA Solar Chile. Los factores de riesgo principales acaecidos para el este proyecto son los siguientes:

- Un **paro de los trabajadores** en agosto-septiembre de 2015, en protesta por las malas condiciones de trabajo durante la ejecución.
- Los **problemas financieros** en 2015 de la entidad responsable de desarrollo (ABENGOA) en búsqueda de reestructuración de su deuda, que desembocó en el despido de 1.500 trabajadores, la parada de los trabajos durante 2016 y el retraso del desarrollo.

Estos factores, fundamentalmente el segundo, desembocó en que ABENGOA abandonase su rol como impulsor financiero del proyecto y permaneciese solamente como constructor en favor de EIG Global Energy Partners, el inversor institucional líder, que la **estimación de finalización se prolongase** hasta 2019 y que **el valor final de la obra** se estime que **pueda ascender** a 1.500 millones de dólares.

OBSERVACIONES

Del análisis realizado, se desprenden una serie de factores cuya buena o mala gestión es clave en el éxito o el fracaso, entendido como una cancelación, sobrecostos o retrasos, del proyecto. Destacan por un lado los factores sociales: la opinión pública y el impacto del proyecto sobre las poblaciones locales. El aspecto ambiental también aparece como un factor crítico en la mayoría de los casos. Finalmente resaltan las inestabilidades a nivel de gestión, destacando diversos casos de desencuentro entre propietario y contratista, y a nivel de financiamiento.

8.1.2. Proyectos nucleares internacionales

Se presentan a continuación los datos más relevantes de los proyectos revisados, indicando el o los escenarios de riesgo identificados, y los factores que han provocado la ocurrencia de dichos escenarios.

OLKILUOTO-3

Olkiluoto-3 es el nombre que recibe la nueva central nuclear que está siendo construida en Finlandia, que será la tercera del emplazamiento Olkiluoto y la quinta del país. El reactor que

está siendo implantado es de tecnología *European Pressurized Reactor* (EPR) (9), un reactor LWR de Generación III. El proyecto se lleva a cabo en formato llave en mano, es decir, EPC (del inglés *Engineering, Procurement, and Construction*), en el que el propietario de la central es la compañía finlandesa TVO, y el contratista EPC es un consorcio formado por Areva, propietaria de la tecnología EPR, y Siemens. La construcción de la central comenzó en agosto de 2005, siendo el primer proyecto de construcción de un reactor de tecnología EPR, y en un principio se preveía que la central estaría operativa en 2009 bajo un presupuesto de aproximadamente 4,1 billones de dólares (10). No obstante, el proyecto ha sufrido **demoras** y **sobrecostos** durante su realización hasta el punto que las últimas revisiones de la planificación indican que la planta no entrará en operación hasta mayo de 2019 (11) y que el costo total ascenderá a aproximadamente 10,9 billones de dólares (12) (13). Se listan a continuación un seguido de los principales factores que, en base a la información analizada, han causado la ocurrencia de los escenarios de riesgo identificados:

- La central es considerada como un prototipo al ser la primera que se construye de la tecnología EPR. Por lo tanto, **no hay central de referencia, no hay experiencia, y no hay lecciones aprendidas.**
- El contratista que se encarga de la obra civil nuclear no tiene ni el conocimiento ni la aptitud suficiente como para hacer frente a una construcción de este tipo. Además, los sub-contratistas empleados **tampoco están habituados a trabajar con los exigentes estándares de la industria nuclear.** El conjunto de ambos factores genera **deficiencias en las primeras etapas de la construcción** (14) (15) (16).
- **Deficiencias en el diseño** de algunos sistemas de seguridad que comportan la no aprobación de los mismos por parte del organismo regulador, y, por lo tanto, la no instalación de los mismos hasta que se recibe la aprobación (13) (12) (16).
- **Desacuerdos entre el propietario y el contratista EPC** al respecto del diseño de algunos sistemas de la central que ralentizan la implantación de algunos de éstos (13) (12) (16).
- **Falta de soporte por parte del propietario** al contratista EPC en el proceso de aprobación del diseño de la central llevado a cabo por el organismo regulador (13) (12) (16).
- **Reducción de los recursos** que el contratista EPC dedica al proyecto debido a los problemas económicos del mismo (11).
- **Falta de ingeniería de detalle** en el momento de comenzar la construcción.

Además, los retrasos y sobrecostos del proyecto han generado **disputas económicas** entre el propietario y el consorcio EPC al respecto de quien debe asumirlos (13). La resolución de estas disputas por la cámara de comercio internacional (ICC: *International Chamber of Commerce*) podría aumentar el costo del proyecto para el consorcio EPC de ser favorable al propietario.

FLAMANVILLE-3

El tercer reactor de la central nuclear de Flamanville, que será de tecnología EPR, está en fase de construcción en la actualidad. El proyecto se lleva a cabo en formato EPC, en el que el propietario de la central es la compañía francesa Électricité de France (EDF), y el contratista EPC es un consorcio formado por Areva, Bouygues, y ALSTOM. La construcción de la central comenzó en diciembre de 2007 e, inicialmente, se presupuestó que Flamanville-3 estaría operativa en 2012 a un costo aproximado de 4,52 billones de dólares (17). No obstante, el proyecto ha sufrido **demoras** y **sobrecostos** durante su realización hasta el punto que las últimas revisiones de la planificación indican que la planta podrá ser operada a partir del cuarto trimestre de 2018 y que el costo total ascenderá a aproximadamente 12 billones de dólares (18). Se lista a continuación un seguido de los principales factores que, en base a la información analizada, han causado los problemas identificados:

- **Exceso de confianza** por parte del contratista EPC a la hora de realizar la programación y el presupuesto del proyecto (19).
- **Pérdida de know-how** y/o falta de experiencia del consorcio EPC al respecto de la construcción, erección, e instalación de centrales nucleares (19).
- Asociado con el anterior, el organismo regulador obliga al propietario a parar los trabajos de construcción en planta debido a la **detección de anomalías** en las soldaduras de la base de la contención (20). Se detectan anomalías también en el forjado, en la instalación del forjado, y se detecta también cierto grado de inconsistencia ente lo diseñado y lo implementado al respecto de la puesta del hormigón (20).
- **Tensiones entre el organismo regulador, la *Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN)*, y el propietario, EDF**. La ASN indica que la organización definida e implementada por EDF para el desarrollo, vigilancia, inspección, y monitorización de los trabajos en emplazamiento no es satisfactoria (21).
- **Problemas con el suministro de componentes cruciales** para el funcionamiento y la seguridad de la central como son la vasija del reactor y las válvulas de seguridad del

sistema de control de presión del primario (17) (22) (23). Se suministran componentes defectuosos, cuyas anomalías se detectan una vez ya están instalados.

- Debido al accidente de Fukushima se realizan pruebas y análisis de seguridad en el emplazamiento que mantienen el proyecto parado. Además, se redactan **normas de seguridad más estrictas** que afectan también al proyecto en construcción (24) (18).
- Desafío para el organismo regulador pues se trata de la primera vez que ha de analizar un reactor de un **diseño diferente al que está habituado**. Demoras en la respuesta del regulador ante las peticiones de aprobación de diseño de sistemas (20).
- **Reducción de los recursos** que el contratista EPC dedica al proyecto debido a los problemas económicos del mismo (18).
- **Falta de ingeniería de detalle** en el momento de comenzar la construcción.

ANGRA-3

La central nuclear de Angra-3, 1400 MW de diseño KONVOI de Siemens/KWU, comenzó a construirse en 1984, tras la puesta en marcha de Angra-1. Al igual que el proyecto de Angra-2⁷, la construcción de Angra-3 fue **suspendida** en 1986 debido a la **falta de financiamiento** del proyecto (25). A pesar de la pronta suspensión, se estima que un 30 % de las tareas del proyecto ya habían sido realizadas, y unas 13.500 toneladas de equipamiento ya estaban almacenadas en la central (26). En 2007 el gobierno brasileño autorizó retomar la construcción de Angra-3 y en 2010 el organismo regulador dio luz verde al proyecto mediante una licencia de construcción. Inicialmente, se consideró que una financiación de 2,5 billones de dólares sería suficiente para completar el proyecto. Sin embargo, la construcción de Angra-3 volvió a suspenderse en septiembre de 2015 (27). ELETROBRAS Electronuclear, la compañía propietaria y operadora de la central, confía en poder retomar la construcción de la central y tenerla en marcha en 2022 (26) a un costo de 5,2 billones de dólares, aunque está a la expectativa de poder llegar a un acuerdo con el Consejo Nacional de Políticas Energéticas (CNPE) de Brasil al respecto del **precio de la energía eléctrica** que producirá Angra-3. Se listan a continuación un seguido de los principales factores que, en base a la información analizada, han causado los problemas identificados:

- **Reducción del precio de la energía eléctrica** producida por Angra-1 y Angra-2, que provoca una pérdida considerable del retorno monetario. Esta pérdida obliga al

⁷ La construcción de Angra-2 se retomó en 1996 y la central se puso en marcha en 2001.

propietario a suspender pagos a suministradores y a fondos externos de inversión, que interrumpen la financiación del proyecto (26).

- Costos sobredimensionados y estructura de sobornos en contratos de **suministros fraudulentos** destapados por la operación Java Lato. Obliga a retrasar pagos, suspender contratos, y reducir el ritmo del proyecto. Finalmente obliga a parar la construcción, reevaluar la estructura de contratos del proyecto, y buscar nueva financiación (26) (27).

VC SUMMER-2/3

La central nuclear de VC Summer iba a ser el emplazamiento que albergase los dos primeros reactores de generación III+ de diseño AP1000 de Westinghouse. Originalmente, estos dos reactores iban a conectarse a la red eléctrica en 2018 bajo un presupuesto de 11,5 billones de dólares (28) con un formato de proyecto EPC llevado a cabo por un consorcio de empresas. Sin embargo, tras retrasos y problemas durante la construcción, las últimas estimaciones indicaban que las centrales no iban a poder conectarse a la red antes de 2021, y que podían llegar a costar 25 billones de dólares (29). A pesar de haber invertido ya aproximadamente 9 billones de dólares y haber completado un 40 % de los trabajos, el grupo propietario decidió en julio de 2017 **cancelar el proyecto de construcción** de estas dos unidades (28). Por un lado, los principales factores que, en base a la información analizada, han causado la **demora** y el **aumento del costo del proyecto** son:

- La programación y el presupuesto inicial del proyecto realizado por parte del contratista EPC no reflejaban la realidad del proyecto. Es decir, se realizó **una programación y un presupuesto demasiado optimistas** (30).
- La **gestión del proyecto por parte del contratista EPC era deficiente** puesto que, por una parte, no permitía visualizar el progreso del proyecto de forma clara, y, por otra parte, no se integraba en todas las tareas que conformaron el proyecto (30).
- **Falta de armonía entre propietario y contratista EPC**, que no compartían visión, objetivos, y responsabilidades (30).
- La relación entre los miembros del consorcio EPC no era buena, **habiendo disputas técnicas y económicas** entre el contratista principal, Westinghouse, y la empresa constructora. Westinghouse decidió adquirir parte de la empresa constructora para tener bajo control los retrasos y sobrecostos de construcción, pero esto llevó a más disputas

entre ambas empresas, especialmente al respecto de cuál de ellas debía hacerse cargo de los sobrecostos del proyecto (31).

- **Construcción y diseño *First of a Kind* (FOAK)** por tecnología (28) (31).
- El **atrofiamiento de la industria nuclear** americana durante 30 años ha provocado la pérdida de las cadenas de suministro robustas y de la experiencia que existía durante la construcción de los reactores de la generación II (31).
- El **diseño de la ingeniería de detalle aún no había sido completado** cuando se comenzó la fase de construcción. Esto afectó negativamente tanto a la construcción como al suministro de materiales y equipos. Además, se tuvieron que aplicar cambios en medio del proyecto para mejorar la seguridad y, a menudo, el diseño realizado no era construible, lo que originaba más cambios y más demoras (30).
- **Revisión de los estándares de seguridad** aplicables al reactor AP1000 debido a Fukushima, que genera un enlentecimiento de la aprobación de los diseños ya preparados y que resulta, además, en nuevos requisitos, aunque la licencia combinada de operación y construcción ya estaba otorgada. Esto causa más demoras debido a que se han de generar nuevas órdenes de fabricación (31).

Por otro lado, los principales factores que, en base a la información analizada, han provocado la cancelación del proyecto son:

- Grandes cambios en el panorama energético, desde el inicio del proyecto, que van en contra de la rentabilidad del proyecto. Los principales cambios son la **estabilización de la demanda de energía eléctrica**, y la **bajada de precios de la energía eléctrica** motivada por la bajada de precios del gas natural (31).
- Declaración de **bancarrota del principal participante del consorcio EPC** del proyecto. La entidad que controla a este contratista decide retirarse del proyecto previo pago de 2,2 billones de dólares, que se consideran insuficientes para finalizar el proyecto (28).

WATTS BAR-2

La construcción de la central nuclear de Watts Bar-2, de tecnología Westinghouse PWR de 4 lazos, comenzó en 1973, pero el propio propietario y operador de la central decidió **suspender su construcción** en 1988 por motivos económicos y comerciales, a pesar de haberse completado en dicha fecha un 80% de los trabajos del proyecto (32). En 2007, la empresa propietaria decidió retomar los trabajos de construcción con un presupuesto de 2,5 billones de

dólares. Finalmente, Watts Bar-2 entró en operación comercial en junio de 2016, tras un gasto de 4,7 billones de dólares. Los principales factores económicos que, en base a la información analizada, provocaron la suspensión temporal del proyecto son:

- El propietario manejaba previsiones de gran crecimiento de la demanda eléctrica en los años venideros que resultaron ser erróneas (32) (33). Al contrario, la tendencia al alza de la **demandas de energía eléctrica se estancó** e incluso bajó (32) (33) (34). Este hecho, unido al aumento de los costos overnight de las centrales nucleares de la época (34), propiciaron la suspensión del proyecto ya que no era necesario ni rentable.

BROWNS FERRY-1

La central nuclear de Browns Ferry-1, 1101 MWe de tecnología BWR, comenzó su etapa de operación comercial en 1974. La **central fue parada** en 1985 tras detectar anomalías en válvulas de aislamiento de contención, y la entidad propietaria decidió mantenerla cerrada, junto a otras centrales de su flota, hasta resolver ciertos problemas en la gestión y operación de sus centrales nucleares (35) apuntados por el organismo regulador. Más tarde ese mismo año, el propietario decidió mantener la central de Browns Ferry-1 en parada y focalizar sus recursos en la reapertura de otras centrales nucleares de su flota. En 2002, 17 años después, la entidad propietaria decidió **volver a operar la central nuclear** Browns Ferry-1, asumiendo que para retomar la operación sería necesario realizar una **inversión** 2,21 billones de dólares de 2006 (35). Finalmente, fue en 2007 cuando la central retomó su operación comercial (9). Los principales factores que, en base a la información analizada, provocaron la suspensión de la operación de la central son los siguientes:

- **Detección de anomalías** en componentes importantes para la seguridad (35).
- El organismo regulador detecta deficiencias en la operación y gestión de las centrales nucleares de la entidad propietaria y pide solucionarlas. Estas deficiencias están relacionadas con: pobre cultura de seguridad, mantenimiento y pruebas de sistemas relajados, escasa preparación de operadores, programa de calidad inadecuado, y no cumplimiento con la normativa contra incendios, entre otros (35) (36) (37).
- **Falta de recursos** de la entidad propietaria, que prefiere retomar la operación de otras centrales antes de ésta (35).

El principal factor que motivó la realización de la inversión para poder continuar con la operación comercial de la central fue la necesidad de solucionar los problemas que motivaron la suspensión de la operación.

KOEBERG

El único emplazamiento nuclear de Sudáfrica recibe el nombre de Koeberg y cuenta con 2 reactores de tecnología PWR con 930 MWe de capacidad. Estos reactores fueron construidos entre 1984 y 1985, y son operados desde entonces por la empresa propietaria ESKOM. El factor de planta acumulado de ambos reactores es, a fecha de 2017, de 71,1 y 72,1, respectivamente (9). Estos valores son sensiblemente inferiores al factor de planta esperado para una central que está conectada continuamente a la red eléctrica. Por lo tanto, el escenario de riesgo identificado en Koeberg es el de tener, de forma continua, un **factor de planta sensiblemente más bajo de lo esperado**. En base a la información consultada, el principal factor que motiva estos bajos factores de planta es que el operador tiene dificultades para equilibrar el mantenimiento adecuado de la central con la producción de base (38). Al no realizar un mantenimiento suficiente se **reduce la fiabilidad de la planta**.

KHMELNITSKI, ROVNO, y ZAPORZHYE

El factor de planta de los reactores nucleares de los emplazamientos ucranianos de Khmel'nitski, 2 reactores en operación de 950 MW de tecnología PWR, Rovno, 4 reactores en operación de tecnología PWR, y Zaporzh'ye, 6 reactores en operación de 950 MW de tecnología PWR, es más bajo de lo esperable para una central que opera en continuo, con valores promedio del factor de carga acumulado de 75,5, 72,1, y 71,2 respectivamente por emplazamiento, y mínimos de 75,5, 66,8, y 64,3 respectivamente (9). Por lo tanto, el escenario de riesgo identificado en estas centrales es el de tener, de forma continua, un **factor de planta sensiblemente más bajo de lo esperado**. La principal causa que motiva el bajo factor de planta es una **red eléctrica subdimensionada** que no puede absorber toda la potencia eléctrica generada por estas centrales, y que, por lo tanto, obliga a establecer una **limitación en la salida eléctrica de estas centrales** (39) (40).

KEWAUNEE

La central nuclear de Kewaunee, de tecnología PWR Westinghouse de 2 lazos con capacidad para generar 566 MWe de potencia, comenzó su operación comercial en 1974. En 2005, un nuevo propietario compró la central, aunque decidió ponerla en venta la central en 2011 por motivos económicos (41). Al no encontrar comprador, el nuevo propietario decidió **cesar la operación comercial de la central**, pese a que había recibido una nueva licencia de operación por 20 años más por parte de organismo regulador americano que indicaba que la central era técnicamente aceptable (41). Los principales factores económicos que, en base a la información analizada, motivaron el cese de la operación prematuro de la central son los siguientes:

- No renovación del contrato por el que la energía producida en Kewaunee se vendía a dos compañías distintas (41).
- **Mercado no regulado** en el que se da poca importancia a la potencia de base estable que suministran las centrales nucleares (41).
- Bajada importante del precio del gas natural que implica una **bajada de precio de la energía eléctrica** de ese origen (41).
- **Economía de escala limitada** debido la poca potencia generada por el reactor que, unido a los factores anteriormente mencionados, causa que el precio al que se vende la energía haga que el proyecto no sea rentable. El propietario intentó comprar otros reactores de la región para intentar sacar provecho de las economías de escala, pero no lo consiguió (42).

Los factores identificados son extrapolables a otras 10 centrales nucleares americanas que han cesado su operación o que cesarán su operación en un futuro cercano por motivos económicos (43) (44).

BARAKAH

La central nuclear de Barakah, cuya primera unidad comenzó a construirse en julio de 2012, supone el primer proyecto de construcción y operación de una central nuclear en los Emiratos Árabes Unidos. El complejo constará de 4 unidades de diseño APR-1400 coreano que, según la programación del proyecto, comenzarán su operación comercial entre el 2018 y el 2020. El proyecto se lleva a cabo en formato EPC, siendo el contratista un consorcio liderado por la compañía coreana KEPCO, propietaria de la tecnología APR-1400, con un presupuesto de entre 20 y 25 billones de dólares (45). A día de hoy, el proyecto **no ha sufrido ni retrasos ni sobrecostos**, estando la unidad 1 ya totalmente construida y en fase de puesta en marcha (46) y la unidad 2 construida en un 89,21 % (47). Los principales factores que, en base a la información analizada, han propiciado el correcto desarrollo del proyecto son:

- **Implicación de entidades internacionales**, principalmente IAEA y WANO (*World Association of Nuclear Operators*), tanto en tareas de revisión y monitorización, como en forma de cooperación para el desarrollo de los trabajos desde la etapa de pre-construcción (45) (48). Esta implicación viene principalmente motivada por ser el primer proyecto de construcción y operación de una central nuclear en el país.

- Un porcentaje de la **contratación es personal experto** de países en los que existen programas nucleares (45). De la misma manera, una parte del personal contratado por el organismo regulador son expertos de otros países.
- Elección de **contratista EPC con experiencia**, que además trabaja con los mismos suministradores y compañías de construcción en todos sus proyectos (49). De esta manera, el contratista EPC ha conseguido mantener los costos bajo control en sus proyectos gracias a la **repetición y la estandarización de tareas** (49).
- **Cooperación entre el organismo regulador y el explotador** durante el proyecto sin poner en compromiso la independencia del regulador (45) (48).
- **Plan de desarrollo de recursos humanos bien organizado**, sistema de gestión bien estructurado e integrado y una cultura de seguridad fuerte (45).
- Existe una **planta de referencia**: la coreana Shin Kori-3/4. Por lo tanto, se aplican las lecciones aprendidas en la construcción de esa planta (48).
- El contratista está ligado por contrato a cumplir con ciertos hitos en la planta de referencia antes de que se comiencen ciertas tareas en Barakah. De esta manera, el explotador se asegura de que en su proyecto se aplicarán las lecciones aprendidas en el anterior (46).

EL CASO FUKUSHIMA

A raíz del suceso de Fukushima⁸, se ha vuelto a comprobar que un **accidente** en una central nuclear en el que se dañe el núcleo del reactor, tenga o no consecuencias externas, es tanto un escenario de riesgo para la propia central nuclear que lo sufre como un factor que afecta negativamente al normal desarrollo de otros proyectos nucleares y de la propia industria nuclear global. A partir de la experiencia de Fukushima, se identifican los diferentes escenarios de riesgo que pueden ser consecuencia de la ocurrencia de un accidente de estas características.

- En el caso de la central nuclear afectada, un accidente podría tener como consecuencia el **cese de la operación del reactor** que ha sufrido el accidente, o el cese de la

⁸ Un terremoto y el posterior Tsunami dejaron a la central nuclear de Fukushima en situación de *station black-out*, es decir, sin alimentación eléctrica externa ni de emergencia. La permanencia en esta situación provocó que se interrumpiese la refrigeración de los reactores, lo que suscitó la fusión del núcleo de algunos de ellos. Además, la presencia de hidrogeno en la contención provocó la explosión de algunos de los edificios de contención, facilitando la liberación de radionúclidos al ambiente.

operación de todos los reactores del emplazamiento. Además, un accidente supondrá la parada de todos los reactores del emplazamiento para evaluar la seguridad. Esta parada, como en el caso de Japón tras Fukushima, puede extenderse a todos los reactores del país afectado por el accidente nuclear.

- De forma global, la ocurrencia de un accidente podría tener como consecuencia la realización de **nuevos análisis de seguridad** a petición de los organismos reguladores, como, por ejemplo, los Stress Test, con la consiguiente inversión que esto supone.
- Tal y como se ha visto para los casos de Flamanville-3 y VC Summer-2/3, de forma global, la ocurrencia de un accidente podría tener como consecuencia que se establezcan **nuevos requisitos regulatorios más estrictos** que los anteriores. Esto implicaría una inversión adicional de las centrales nucleares, en operación y en construcción, para adaptarse a estos requisitos. Se han dado casos en los que se han cesado la operación de centrales nucleares por no poder hacer frente a las inversiones requeridas.
- La ocurrencia de un accidente nuclear puede causar que, por razones políticas, íntimamente ligadas con la opinión pública, se suspenda, hasta nuevo aviso, la operación y construcción de las centrales nucleares de un país, o, directamente, se anuncie el cierre prematuro de éstas, como es el caso de Alemania, o la cancelación de los proyectos de construcción. Es también posible que, por razones políticas, se endurezca el marco fiscal aplicable a la explotación de centrales nucleares.

8.2. Determinación de escenarios de riesgo y factores críticos

Tomando como referencia los riesgos identificados en la revisión de proyectos realizada, y añadiendo la experiencia particular de IDOM en la industria nuclear, se determinan y se describen los escenarios de riesgo cuyo impacto en la viabilidad del proyecto se analiza en apartados posteriores, así como los factores críticos a los que se debe prestar una atención especial para disminuir la probabilidad de caer en uno de estos escenarios de riesgo. La Figura 8-1 indica qué factores críticos podrían causar los escenarios de riesgo descritos.

8.2.1. Escenarios de riesgo

SOBRECOSTO EN PRE-CONSTRUCCIÓN

Este escenario de riesgo se caracteriza por un costo de pre-construcción mayor que el presupuestado en un inicio, ya sea por un proceso ineficiente o por la necesidad de realizar actividades adicionales como planes de comunicación, reasentamiento, u otros.

DEMORA DEL PERIODO DE CONSTRUCCIÓN

Este escenario de riesgo se caracteriza por la acumulación de retrasos durante el periodo de construcción que causan que la terminación del mismo sea sustancialmente más tardía que lo planteado en un inicio. Una duración del periodo de construcción mayor implica no solo retraso en el inicio de operación y por lo tanto en la obtención de beneficios, sino un mayor costo al tener que mantener los recursos durante el tiempo de demora y debido al mayor financiamiento que se requerirá por este motivo.

SOBRECOSTO DURANTE LA CONSTRUCCIÓN

Este escenario de riesgo se caracteriza por un costo de capital final mayor que el presupuestado en un inicio. Cabe destacar que estos escenarios se dan habitualmente en el sector nuclear ya sea por problemas durante la construcción o por estimaciones iniciales poco realistas.

Los escenarios de demora del periodo de construcción y sobrecosto durante la construcción acostumbra a ocurrir de forma conjunta pues están directamente relacionados, aunque esto no implica que no puedan ocurrir por separado.

SUSPENSIÓN DE LA CONSTRUCCIÓN

Este escenario de riesgo se caracteriza por la parada de los trabajos de construcción durante un tiempo prolongado. La suspensión de los trabajos de construcción implica la necesidad de mantener el emplazamiento en condiciones normales durante el periodo de suspensión, y, en casos de suspensión prolongada, la necesidad de realizar inversiones adicionales para poder afrontar el término de la construcción.

CANCELACIÓN DE LA CONSTRUCCIÓN

La cancelación de la construcción supone el cese total de los trabajos en el emplazamiento nuclear y, por lo tanto, la no obtención de un retorno económico por la realización del proyecto. Todo lo invertido hasta el momento de la cancelación se pierde.

AUMENTO DE COSTOS DE OPERACIÓN Y MANTENIMIENTO

Este escenario de riesgo se caracteriza por unos costos de operación y mantenimiento mayores a los planteados en un inicio.

AUMENTO DE COSTOS DEL CICLO DE COMBUSTIBLE

Este escenario de riesgo se caracteriza por un costo de ciclo de combustible mayor que el considerado en un inicio. El aumento de costos puede ser debido a las tareas del *front-end*, a las del *back-end*, o a ambas.

SUSPENSIÓN DE LA OPERACIÓN

Este escenario se caracteriza por el cese temporal de la operación comercial de una central nuclear. Durante el periodo que la central está en suspensión no genera energía eléctrica, así que no obtiene un retorno económico.

ENDURECIMIENTO DEL MARCO FISCAL

El escenario de endurecimiento del marco fiscal se caracteriza por un aumento de la cantidad, tanto en términos generales como monetarios, de impuestos y tasas que ha de pagar una central nuclear.

ENDURECIMIENTO DEL MERCADO ENERGÉTICO

Este escenario de riesgo hace referencia a un cambio del mercado energético que supone un menor retorno económico por la energía producida debido a la bajada del precio medio de la energía eléctrica producida por un abaratamiento de otras fuentes de energía.

INVERSIÓN INESPERADA EN OPERACIÓN

Este escenario se caracteriza por el hecho de que el propietario de la central nuclear se ve obligado a realizar una inversión sustancial e inesperada para mantener la central en operación.

FACTOR DE PLANTA BAJO

Un factor de planta bajo supone que una central nuclear produce sustancialmente menos energía eléctrica de la que podría producir en condiciones normales. Por lo tanto, con un factor de planta bajo una central nuclear tendrá un retorno económico menor del que podría tener.

CESE PREMATURO DE LA OPERACIÓN

Un cese prematuro de la operación se caracteriza por terminar la operación de una central nuclear antes de lo previsto en la planificación del proyecto. Debido al cese de la operación se dejará de tener retorno económico por los años en los que no se produzca energía eléctrica pese a que la central se había planificado para ello.

ACCIDENTE NUCLEAR

Un accidente nuclear provocaría con casi toda probabilidad el cese de la operación comercial de forma prematura. Además, el costo de desmantelamiento sería superior al presupuestado al haber de hacer frente a la limpieza de una mayor cantidad de material.

8.2.2. Factores críticos

Tomando como referencia la revisión de proyectos realizada, y añadiendo la experiencia particular de IDOM en la industria nuclear, se determinan los factores críticos cuya mala gestión o control puede llegar a causar la ocurrencia de los escenarios de riesgo descritos. En la medida de lo posible el hecho de tener bajo control estos factores y las circunstancias que los originan, permitiría que el proyecto de implantación de una central nuclear de potencia en Chile se llevase a cabo sin sobresaltos, de acuerdo al plan que se realice en un inicio. Se listan a continuación los factores críticos que deberían ser tenidos en cuenta tanto en la fase preliminar de implantación de un plan nuclear de potencia como a lo largo de la potencial construcción y operación de una central.

Tecnológicos

- Selección de tecnología - *First of a Kind* o *Nth of a Kind*: Las tecnologías *First of a Kind* son tecnologías que no han sido probadas anteriormente, no existen referencias y el riesgo de que algo pueda salir mal, tanto a nivel de construcción como de operación aumenta. La utilización de diseños ya construidos y operados exitosamente (*Nth of a Kind*) es recomendable, especialmente en países sin experiencia en este sector y que no tienen en mente grandes planes nucleares que justifiquen pruebas de concepto a fin de reducir riesgos
- Diseño e ingeniería: resulta imprescindible tener un diseño cerrado y una ingeniería de detalle comprobada antes de empezar con la construcción a fin de evitar re-trabajos e ineficiencias.
- Reto tecnológico: debido a su complejidad técnica, la tecnología nuclear de generación eléctrica lleva asociada una serie de riesgos que no es posible eliminar. No obstante, contar con personal cualificado con una formación periódica y de calidad, seguir procedimientos y normas pre-establecidos, instaurar una estructura de responsabilidad clara en la que la seguridad sea la máxima prioridad, contar con expertos cuando sea necesario, y otras acciones similares ayudarían a mitigar significativamente estos riesgos.

- *Know How*: Dado el reto tecnológico que supone construir una central nuclear, que el contratista cuente con *know how* y experiencia previa en la realización de este tipo de proyectos debería reducir la posibilidad de que se generen demoras, sobrecostos, y re-trabajos. Puesto que ahora no se construyen tantas centrales nucleares como en la época de la generación II, es importante contrastar que las empresas encargadas del proyecto tengan un *know how* y experiencia recientes. La participación y el seguimiento del proyecto por parte de organismos y expertos internacionales es también un factor a tener en cuenta, pues asegura la integración de lecciones aprendidas en otros proyectos, dificultando así que ocurran los escenarios de riesgo identificados.
- Calidad de la cadena de suministro: durante la construcción de una central nuclear se han de instalar una gran cantidad de estructuras, sistemas, y componentes. Es por lo tanto esencial que la cadena de suministro cualificada que proporcione los materiales y equipos con la calidad requerida y siguiendo la planificación del proyecto para evitar demoras, sobrecostos, y re-trabajos durante la etapa de construcción.
- Operación y Mantenimiento: llevar a cabo las tareas de operación y mantenimiento de forma óptima y balanceada es esencial tanto para obtener el retorno económico deseado como para mantener la seguridad de la central dentro de los estándares requeridos. Una operación deficiente y un mantenimiento insuficiente pueden llevar a dificultades para mantener una correcta fiabilidad de la central, que repercutiría negativamente tanto en la capacidad de generar la energía eléctrica, es decir, en el factor de planta, como en la posibilidad de que ocurra un accidente. Igualmente, un mantenimiento demasiado exhaustivo podría llevar a una disponibilidad limitada de la central nuclear y, por lo tanto, a un bajo factor de planta.
- Accidente: una central nuclear siempre estará expuesta a la ocurrencia de un accidente, por muy bien que se lleven a cabo las tareas de operación y mantenimiento, ya que, aunque se puede minimizar, el riesgo de que ocurra nunca podrá ser 0.

Gestión del proyecto

- Financiamiento: puesto que el financiamiento es necesario para afrontar, en la mayoría de los casos, un proyecto de estas características, y dado que los costos de financiamiento suponen un porcentaje sustancial del capital de una central nuclear, es esencial que se obtenga en las mejores condiciones posibles. Además, es imprescindible que la estructura de financiamiento sea segura y cabal para que se puedan afrontar los costos que surjan durante toda la etapa de construcción y evitar parones, suspensiones, o la cancelación del proyecto.

- Propietario: para conseguir que el proyecto avance de forma fluida, el propietario de la central nuclear debería implicarse en el proyecto, compartiendo tareas de gestión y ciertas responsabilidades con el contratista, y proporcionando toda la asistencia que este último pueda requerir, especialmente en las relaciones con las organizaciones locales. La implicación del propietario es también especialmente clave en la transmisión del conocimiento para la posterior operación de la planta.
- Contratistas: para una consecución exitosa del proyecto, el contratista debe tener una implicación total, asignado los recursos que sean necesario en cada momento. Además de una experiencia contrastada en proyectos de esta índole, también es crucial que el contratista tenga una situación económica sana y sin problemas de corrupción, para evitar que haya la posibilidad de que se desligue del proyecto antes de que su participación termine.
- Integración de los distintos actores (*stakeholders*): los alcances y responsabilidades de los participantes en el proyecto, así como las interacciones entre ellos han de estar claramente plasmadas en un contrato para así evitar fricciones y litigios entre las partes que puedan retrasar los trabajos. Tanto el contrato como la propia actitud de las partes participantes deberían fomentar un marco de cooperación y colaboración para el avance fluido del proyecto.
- Planificación y presupuesto: la planificación y presupuesto del proyecto deben ser realistas para que todas las partes tengan unas expectativas claras y concisas, tanto de las responsabilidades como de los costos que debe asumir cada una. Además, un presupuesto realista reduce la posibilidad de que haya problemas de financiamiento.
- Cultura de seguridad: durante todo el ciclo de vida de una central nuclear la consecución de la seguridad debe ser la máxima prioridad de todos los participantes en el proyecto, desde la dirección y administración hasta el personal de campo. Una cultura de seguridad fuerte facilitará el cumplimiento de los requisitos regulatorios, disminuirá, por ejemplo, la posibilidad de que se den suspensiones o re-trabajos en construcción por trabajos defectuosos, y fomentará el ambiente necesario para una operación y mantenimiento óptimos bajo los estándares de seguridad.
- Recursos: un proyecto de esta índole consume una gran cantidad de recursos, tanto materiales como humanos, durante todo su ciclo de vida. Si en algún momento se redujesen los recursos por debajo del mínimo admisible, se pondría en serio riesgo el avance y la calidad del proyecto, y se fomentaría la ocurrencia de los escenarios de riesgo identificados.

Contextuales y económicos

- Precio de materiales: la construcción de una central nuclear conlleva la adquisición de una gran cantidad de material para la obra civil. Dada la variabilidad en el precio de materiales, el costo de capital de una central nuclear puede verse afectado por el valor de éstos durante la etapa de construcción. Por otra parte, el costo del ciclo de combustible depende en parte del precio del Uranio. No obstante, el mercado del Uranio es bastante estable, y el costo del ciclo de combustible no representa un porcentaje sustancial del total de costos de una central nuclear, con lo que los posibles cambios en el precio del Uranio no deberían tener un impacto sustancial en la evaluación económica de un proyecto de esta índole.
- Economía de escala: La implementación de una central nuclear es sin duda un proyecto caro no solo por la central en sí sino por toda la infraestructura paralela a nivel de regulación y desarrollo de industria especializada que se debe poner en marcha. Por ello, los planes nucleares grandes son más rentables que los pequeños. Los diseños actualmente disponibles, así como los proyectos de construcción que se están llevando a cabo exitosamente hoy en día, demuestran la apuesta del sector por reactores de potencia elevada (entre 1000 y 1400 MW) y centrales con varios reactores (entre 2 y 4 generalmente).
- Infraestructura Nuclear: La existencia de un tejido industrial y legal que dé soporte de forma óptima a la operación, el mantenimiento, y la gestión de residuos de centrales nucleares de potencia es un factor clave para evitar retrasos, desviaciones, y sobrecostos durante la vida operativa de una central nuclear. Este factor es especialmente importante en países de nueva implantación puesto que esta infraestructura está en desarrollo o es inexperta cuando se construyen las primeras centrales.
- Situación política: la viabilidad de un proyecto nuclear está estrechamente ligada a la aprobación y apoyo del mismo por parte del gobierno del país. En primer lugar, porque entra a formar parte de un mix y una estrategia energética nacional y, en segundo lugar, porque la seguridad nuclear es un asunto global. En este sentido, la implementación de un plan nuclear de potencia requiere de una apuesta estable y un compromiso a largo plazo por parte de la clase política.
- Opinión pública e impacto ambiental: La energía nuclear no suele estar bien vista entre la población por los riesgos radiológicos que conlleva. Parte de esta oposición suele venir también del desconocimiento general sobre esta tecnología y sobre el nivel de seguridad

asociado. Viendo la fuerza que tiene la oposición pública en Chile en proyectos energéticos con potenciales impactos medioambientales, sería imprescindible, para asegurar el éxito de un proyecto nuclear de potencia, llevar a cabo una campaña de sensibilización.

- Población local: puesto que proyectos de este tipo implican la utilización de una extensa superficie de terreno, y dada la controversia que generan, es posible que sea necesario diseñar buenos planes de reasentamiento que cuenten con el apoyo de las poblaciones locales antes del inicio del proyecto. Esto puede ser especialmente necesario en Chile dada la población indígena que lo habita. Además, se deberían diseñar y aplicar planes de acercamiento y asesoramiento a las poblaciones cercanas para contar con su apoyo. Una población cercana en contra puede generar controversia y fricciones durante la construcción de una central nuclear.
- Requisitos regulatorios: los requisitos regulatorios van muy ligados al diseño de una central. Por ello es importante contar con unos requisitos regulatorios fijados a lo largo de todo el proyecto de construcción de una central nuclear, asegurando que el diseño inicialmente aprobado no se tenga que rehacer. Así mismo, a lo largo de la vida operativa de la central, nuevos requisitos regulatorios suelen requerir nuevas inversiones. Aunque la evolución de la regulación durante la operación de la central es un factor que no se puede evitar ya que responde a la mejora continua del sector, sí es importante tenerlo en cuenta y aprender a gestionarlo mediante la colaboración entre el operador y el regulador, respetando siempre la independencia de este último.
- Mercado eléctrico e infraestructura: antes de empezar con un proyecto de implantación de una central nuclear de potencia, es importante asegurar que la infraestructura y el mercado eléctrico estén preparados para ello. La demanda eléctrica debe ser la suficiente ya que, salvo en el caso de SMRs, las potencias instaladas suelen ser elevadas. Hay que tener en cuenta que la energía nuclear es rentable si trabaja en base por lo que se requiere un cierto compromiso en este sentido. Así mismo, se debe evaluar la proyección de los precios de la energía eléctrica puesto que precios demasiado bajos suelen convertir a este tipo de tecnología en poco competitiva. El hecho de contar o no con un mercado eléctrico amable para la energía nuclear va sin duda ligado a la posición política comentada en el punto anterior.
- Accidentes: Una central nuclear está expuesta a que ocurra un accidente grave en otra planta y que esto le afecte de alguna manera, ya sea en forma de nuevos requisitos que

hagan aumentar, por ejemplo, los costos de operación y mantenimiento, o en forma de suspensiones o cierres por decisiones políticas.

8.2.3. Relación entre escenarios de riesgo y factores críticos

Tomando como referencia la revisión de proyectos realizada, y añadiendo la experiencia particular de IDOM en la industria nuclear, se indica en este apartado la relación entre los factores críticos (causa) y los escenarios de riesgo (consecuencia). Puesto que algunos de los factores críticos identificados pueden ser comunes a diversos escenarios de riesgo, las relaciones entre escenarios y factores se presenta en forma de matriz en la Figura 8-1.

Matriz de relación entre escenarios de riesgo y factores críticos

	Selección de tecnología - FOAK o NOAK	Diseño e ingeniería	Reto tecnológico	Know How	Calidad de la cadena de suministro	Operación y mantenimiento	Accidente	Financiamiento	Proletario	Contratistas	Integración de los distintos actores	Planificación y presupuesto	Cultura de seguridad	Recursos	Precio de materiales	Economía de escala	Infraestructura nuclear	Situación política	Opinión pública e impacto ambiental	Población local	Requisitos regulatorios	Mercado eléctrico e infraestructura	Accidentes		
Aumento del costo de pre-construcción	x							x	x	x	x														
Demora de la construcción	x	x	x	x	x			x	x	x	x	x	x			x		x	x	x					
Sobrecosto durante la construcción	x	x	x	x	x			x	x	x	x	x	x	x	x	x				x	x				
Suspensión de la construcción	x	x	x	x	x			x	x	x	x	x	x					x	x	x	x	x		x	
Cancelación de la construcción				x				x	x	x	x	x					x	x	x			x	x		
Aumento de costos de operación y mantenimiento	x					x									x	x								x	
Aumento de costos del ciclo de combustible														x	x	x	x							x	
Suspensión de la operación		x				x	x					x							x	x	x	x	x	x	
Endurecimiento del marco fiscal																		x	x						
Endurecimiento del mercado energético																		x							
Inversión inesperada en operación	x	x				x	x					x												x	x
Factor de planta bajo							x						x												x
Cese prematuro de la operación		x					x						x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Accidente Nuclear		x					x	x					x												

Figura 8-1. Matriz de escenarios de riesgo y factores críticos

8.3. Evaluación de escenarios de riesgo

El impacto de los escenarios de riesgo identificados sobre los costos (LCOE) y la rentabilidad (TIR del Inversionista) del proyecto de implantación de una CNP en Chile se analiza mediante la reevaluación del modelo, una vez fijado un valor representativo de un parámetro o variable crítica cuya variación plasma las características del escenario. Los resultados obtenidos en la reevaluación se comparan con los del caso definido en el Modelo para así obtener una valoración del impacto del escenario en la rentabilidad en base a la variación porcentual del TIR del

inversionista. La pestaña “4. Riesgos” del Modelo de Costos permite al usuario modificar el valor de los parámetros o variables críticos de los escenarios de riesgo, y muestra la valoración del impacto sobre la rentabilidad de los valores seleccionados para estos parámetros o variables en función de una adaptación de la clasificación de impactos para la evaluación de proyectos de inversión de la Comisión Europea (50).

La clasificación de impactos incorpora la categoría “Inaceptable” para el caso en el que al TIR del inversionista resulta negativa o en error (“n.a.”), que significaría que la suma de los flujos descontados del proyecto es menor al costo de inversión. La clasificación consiste en las seis categorías que se describen en la Tabla 8-1.

CLASIFICACIÓN	IMPACTO
Muy bajo	No hay efecto relevante a la rentabilidad base del proyecto.
Bajo	Pérdida menor de la rentabilidad base del proyecto. Afectaciones mínimas en el largo plazo.
Moderado	Pérdida moderada de la rentabilidad base del proyecto, incluso en el plazo medio-largo.
Alto	Pérdida importante en la rentabilidad base del proyecto.
Muy Alto	Pérdida crítica en la rentabilidad del proyecto.
Inaceptable	Los beneficios del proyecto nunca llegan a concretarse.

Tabla 8-1. Clasificación de impactos en el Modelo

Se introduce la distribución potencial de la Figura 8-2 para definir el alcance de las categorías anteriores en formato de rangos de impacto sobre el TIR del inversionista del caso base. Al ser una distribución potencial, es más estricta para para las categorías de impacto “Muy Bajo” y “Bajo” que para las clasificaciones “Alto” y “Muy Alto”.

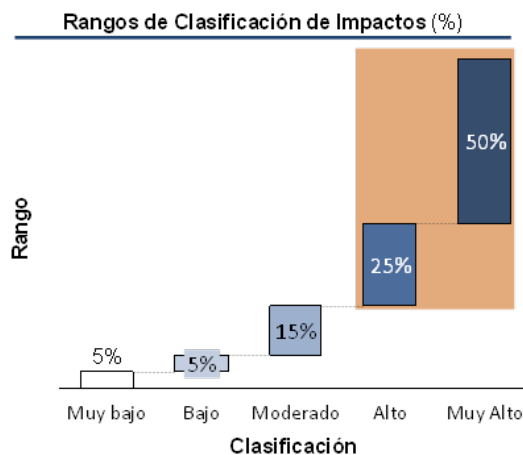


Figura 8-2. Distribución de los rangos de clasificación de impacto

La Figura 8-2 se describe en la Tabla 8-2, incluyendo el rango de variación con respecto al caso base y la variación acumulada.

CLASIFICACIÓN	VARIACIÓN CON RESPECTO AL ESCENARIO BASE	ACUMULADO
Muy bajo	de 0 a 5% de variación	5 %
Bajo	de 5 a 10% de variación	10 %
Moderado	de 10 a 25% de variación	25 %
Alto	de 25 a 50% de variación	50 %
Muy Alto	Variación mayor de 50%	100 % o mayor
Inaceptable	TIR negativa o error	

Tabla 8-2. Rangos para la clasificación de impactos

Sin embargo, no todos los escenarios de riesgo identificados se pueden evaluar mediante el Modelo de Costos. Concretamente, el escenario de Suspensión de la construcción no se evalúa debido a la propia complejidad y variabilidad del escenario, que podría tener diversas causas y, por lo tanto, diversas afectaciones sobre el modelo. Por ejemplo, habría que conocer si se mantendría parte del costo de mano de obra y de ingeniería y Project management para mantener la obra en buenas condiciones, si la suspensión provocaría cambios en el contratista o en el modelo de propiedad, o, entre otros, si sería necesario realizar nuevas inversiones para adaptarse a nuevos requisitos regulatorios. Tampoco se evalúa el escenario de Cancelación de la construcción, dado que resulta claro que la ocurrencia de éste hace que el proyecto no sea rentable y que se incurra en unos gastos no recuperables mediante el proyecto. Para el resto de escenarios, la Tabla 8-3 indica la variable o parámetro cuya variación plasma sus características.

Escenario	Parámetro	Comentario
Factor de planta bajo	Factor de planta	El factor de planta también se utiliza para simular el escenario de suspensión en operación distribuyendo el periodo de parada como una bajada de potencia a lo largo de la vida de la central.
Sobrecosto durante la construcción	Partida 12	Se consideran únicamente las partidas de la construcción overnight.
Sobrecosto en pre-construcción	Partida 11	La partida 11 es la que hace referencia a todos los costos generados durante la etapa de pre-construcción.
Aumento de costos del ciclo de combustible	Partidas 221, 222, y 223	Estas partidas hacen referencia al <i>front-end</i> .
	Partida 224	Esta partida hace referencia al <i>back-end</i> .

Escenario	Parámetro	Comentario
Aumento de costos de operación y mantenimiento	Partida 21	La partida 21 incluye todos los costos de operación y mantenimiento. Mediante este aumento también se simula el escenario de inversión inesperada en operación.
Endurecimiento del marco fiscal	Tasa de producción	La tasa de producción modifica el valor de la partida 232: tasas variables en operación.
Demora del periodo de construcción	Periodo construcción	
Cese prematuro de operación	Periodo operación	Incluye el escenario de Accidente Nuclear.
Endurecimiento del mercado energético	Precio de la energía	

Tabla 8-3. Parámetros representativos de los escenarios de riesgo identificados

8.3.1. Caso base y elección de valores para los parámetros representativos

El Modelo de Costos realiza el análisis del impacto de los escenarios de riesgo identificados sobre la rentabilidad del proyecto en referencia al caso introducido en las pestañas “0. Estructura Costos” y “1. Cuadro de Mando”. Por lo tanto, el Modelo permite al usuario evaluar la importancia de los escenarios de riesgo que incluye en cualquier caso que se proponga. Para este informe, el caso base sobre el que se realiza el análisis del impacto de los escenarios de riesgo es el mostrado en la Tabla 8-4. Se plantea un modelo de propiedad 100% privado con el objetivo de eliminar la influencia que tiene la tasa impositiva pública sobre la rentabilidad del modelo y ver mejor el impacto real de los escenarios de riesgo que de otro modo quedan enmascarados por la baja rentabilidad del caso base.

Factor	Unidades	Escenario base LWR
HIPÓTESIS GENERALES		
Fecha de construcción	(año)	2028
Período construcción	(años)	6
Período operación	(años)	60
Precio de la electricidad	US/MWh	70,0
Precio de potencia	US/kW/mes	8,2
Potencias de unidad		
LWR	MW(e)	1.200
Número de unidades de la central	Unidades	2
Factor de Planta	S/D	0,90
Tasa de Descuento LCOE	%	6,0%
Otras Aplicaciones		No

HIPÓTESIS AVANZADAS		
Participación		
Público	%	0,0%
Privado	%	100,0%
Estructura de Capital		
Fondos Ajenos	%	60,0%
Fondos Propios (<i>Equity</i>)	%	40,0%

Tabla 8-4. Datos de partida del caso base para el análisis de escenarios de riesgo

Los resultados de este caso base son los indicados en la Tabla 8-5:

Escenario base LWR	
Rentabilidad del PROYECTO	
TIR Proyecto	5,1%
VAN Proyecto @ WACC (<i>mill.</i>)	USD (1.848)
WACC	6,3%
Payback Proyecto	24 años
Rentabilidad del INVERSIONISTA (<i>equity</i>)	
TIR Inversionista	4,7%
VAN Inversionista @ Ke (<i>mill.</i>)	USD (2.396)
Costo de Capital (Ke)	8,2%
Payback Inversionista	34 años
Costo por kWe y LCOE	
Costo (\$/kWe) *con financieros, sin IVA	USD/kW 5.163
LCOE *con financieros, sin IVA	USD/MWh 79,7

Tabla 8-5. Resultado del caso base para el análisis de escenarios de riesgo

Tomando como referencia el estudio de proyectos similares presentado en el apartado 8.1, se proponen los valores de parámetros indicados en la Tabla 8-6 para plasmar los escenarios de riesgo identificados. No obstante, el usuario es libre de cambiar el valor de estos parámetros para así realizar el análisis del impacto de los escenarios de riesgo a su gusto.

Escenario	Parámetro	Valor
Factor de planta bajo	Factor de planta	Se utiliza un valor de 0,55 para plasmar el escenario de Suspensión en operación, y un valor de 0,65 para plasmar el escenario de factor de planta bajo por motivos operacionales o contextuales.

Escenario	Parámetro	Valor
Sobrecosto durante la construcción	Partida 12	Se dobla el valor, es decir, se adiciona un 100% del valor base de la partida 12, tomando como referencia la información publicada al respecto de los últimos proyectos de construcción de centrales nucleares que han sufrido sobrecostos.
Sobrecosto en pre-construcción	Partida 11	Se adiciona un 50% del valor base de la partida 11.
Aumento de costos del ciclo de combustible	Partidas 221, 222, y 223	Se adiciona un 50% del valor de estas partidas.
	Partida 224	Se adiciona un 50% del valor de la partida 224.
Aumento de costos de operación y mantenimiento	Partida 21	Se adiciona un 50% del valor base de la partida 21.
Endurecimiento del marco fiscal	Tasa de producción	Se añade una tasa de producción de un 7% sobre el ingreso bruto.
Demora del periodo de construcción	Periodo construcción	Se analiza un caso con un periodo de construcción de 10 años.
Cese prematuro de operación	Periodo operación	Se analizan casos con cese de operación a los 15, 30, y 45 años para analizar la tendencia del impacto de este escenario.
Endurecimiento del mercado energético	Precio de la energía	Se fija un precio de la energía de 53 \$/MWh , equivalente al menor precio de mercado de SIC y SING entre 2006 y 2017.

Tabla 8-6. Propuesta de valores de parámetros para plasmar los escenarios de riesgo

8.3.2. Resultado de la evaluación

A partir de la herramienta de análisis del impacto de escenarios de riesgo incluida en la pestaña “**4. Riesgos**” del Modelo de Costos, se obtienen los resultados presentados en la Tabla 8-7 para los escenarios de riesgo descritos en la Tabla 8-6.

Escenario	Parámetro	Valor	TIR inversionista (%)	LCOE (\$/MWh)	IMPACTO
Factor de planta bajo	Factor de planta	0,55	n.a.	124,7	Inaceptable

Escenario	Parámetro	Valor	TIR inversionista (%)	LCOE (\$/MWh)	IMPACTO
		0,65	0,4	106,9	Muy alto
Sobrecosto durante la construcción	Partida 12	+100%	n.a.	127,3	Inaceptable
Sobrecosto en pre-construcción	Partida 11	+50%	4,5	80,8	Muy bajo
Aumento de costos del ciclo de combustible	Partidas 221, 222, y 223	+50%	4,2	82,6	Moderado
	Partida 224	+50%	4,6	80,4	Muy bajo
Aumento de costos de operación y mantenimiento	Partida 21	+50%	3,3	87,1	Alto
Endurecimiento del marco fiscal	Tasa de producción	7%	3,5	79,7	Moderado
Demora del periodo de construcción	Periodo construcción	10 años	2,1	100,4	Muy alto
		15 años	n.a.	115,1	Inaceptable
		30 años	3,2	89,0	Alto
Cese prematuro de operación	Periodo operación	45 años	4,4	82,1	Bajo
Endurecimiento del mercado energético	Precio de la energía	53 \$/MWh	n.a.	79,7	Inaceptable

Tabla 8-7. Resultados del análisis de escenarios de riesgo

Se observa que los escenarios de riesgo con mayor impacto sobre la rentabilidad del proyecto, aquellos valorados como Inaceptables, son el tener un factor de planta bajo, incurrir en sobrecostos durante la construcción, y un endurecimiento del mercado energético plasmado en un precio de venta de la energía eléctrica bajo. Es también significativo el escenario de demora del periodo de construcción, pues, si se alarga hasta los 10 años, el impacto sobre la TIR del Inversionista es Muy alto. Dos de los escenarios mencionados están relacionados con la etapa de construcción, poniendo de manifiesto la importancia de llevar un control adecuado de los trabajos y los costos que se realizan durante la misma. Los factores críticos, y las circunstancias que los originan, que podrían causar los escenarios mencionados (véase la Figura 8-1) deberían ser objeto de una atención especial en pos de la consecución exitosa del proyecto. Debería también ponerse atención sobre los factores que pueden causar los escenarios de aumento del

costo de operación y mantenimiento, aumento del costo del *front-end* del ciclo de combustible, y endurecimiento del marco fiscal, pues su ocurrencia tendría un impacto entre moderado y alto sobre el TIR del Inversionista. En contraste, los escenarios de sobrecosto en pre-construcción y aumento del costo del *back-end* del ciclo de combustible tienen un impacto Muy bajo sobre la TIR del Inversionista. Por su parte, como cabía esperar, un cese prematuro de operación a los 15 años de vida operativa tiene un impacto Inaceptable en el proyecto, al no haber alcanzado el periodo de retorno de la inversión. Sin embargo, este impacto se diluye conforme aumenta el tiempo de vida operativa, llegando a ser Bajo una vez alcanzados los 45 años de vida, 15 menos de lo estipulado.

9. CONCLUSIONES

El proyecto de implantación de una central nuclear es un proyecto con unos costos muy elevados, una rentabilidad ajustada y unos riesgos considerables. En esta fase preliminar de su plan nuclear de potencia, Chile debe valorar los posibles escenarios de implantación desde un punto de vista global, con el fin de determinar la viabilidad del proyecto. Estos escenarios incluyen parámetros como la tecnología, la potencia, la cadena de suministro y de contratación, la estructura de la financiación, el marco impositivo o el modelo de propiedad. Todos estos parámetros influyen de una manera o de otra sobre los costos y la rentabilidad del proyecto por lo que Chile deberá encontrar la combinación óptima de acuerdo a su contexto tecnológico, económico y estratégico.

De acuerdo con las necesidades actuales de Chile, el modelo desarrollado por IDOM en el marco del estudio “Modelo y Estimación de costos para un central nuclear de potencia en Chile” permite evaluar los costos de un proyecto de implantación de una central nuclear en Chile a lo largo de toda su vida, y su rentabilidad, así como identificar las variables críticas cuyo impacto sobre la viabilidad del proyecto es mayor, es decir, las que, al fin y al cabo, más se deben controlar. En línea con el estado de desarrollo preliminar del plan nuclear de potencia chileno, el modelo es totalmente flexible y todos los datos de costo por partida, así como las demás hipótesis económicas y financieras son modificables y podrán ser actualizadas con nuevos valores obtenidos a partir de negociaciones con tecnólogos o estudios más detallados sobre alguno de los aspectos.

Las referencias internacionales sitúan el costo de inversión inicial en torno a los 4.000 o 5.500 \$/kWe más costos de financiamiento mientras que la operación supone unos 25 – 35 \$/MWh. Los reactores de agua ligera aparecen como los principales candidatos a nivel internacional en cuanto a nueva construcción en el sector nuclear. Representan la gran mayoría de los reactores existentes en el mundo y hay en la actualidad un abanico relativamente amplio de modelos disponibles de entre 1000 y 1600 MW. Pese a que no son pocos los proyectos que han presentado retrasos y sobrecostos, también existen casos de éxito recientes que demuestran su viabilidad. Los reactores de agua pesada, pese a ser una apuesta clara de algunos países como Canadá o Argentina, no cuentan con implantaciones recientemente completadas. Por último, se prevé que entren con fuerza en el mercado de nueva construcción los modelos SMR cuyo concepto – baja potencia, simplificación del diseño y modularización de la construcción - parece interesante por la configuración del sistema eléctrico chileno. Sin embargo, el concepto nunca ha sido demostrado. La experiencia que se tenga con este tipo de reactor en los próximos años deberá validar si se trata realmente o no de una opción viable para Chile. Junto a la selección de una tecnología, Chile deberá decidir la potencia y el número de plantas que quiere instalar,

decisión en la que entra en juego la economía de escala. Teniendo en cuenta las necesidades de la demanda eléctrica, será necesario valorar el equilibrio deseado entre eficiencia económica en términos de costo por energía producida e inversión absoluta del proyecto.

Sin duda, las características propias de Chile se deben considerar en la evaluación de costos de un proyecto de implantación de una central nuclear. Los altos requerimientos antisísmicos aumentarán la complejidad técnica del proyecto y por lo tanto sus costos. Será interesante para esta problemática analizar en detalle soluciones tecnológicas como el aislamiento sísmico, que permitiría reducir la sollicitación sobre los equipos y así contener el sobre costo producido por la alta sismicidad del país. La participación de la mano de obra e industria local también será clave en la optimización de los costos en las fases de construcción y operación, sin por ello olvidar la necesidad de contar con contratistas principales y expertos internacionales que aseguren la integración del *know-how* nuclear.

Más allá de los parámetros tecnológicos que influyen en el costo y la rentabilidad del proyecto, la financiación es un parámetro clave en la viabilidad de un proyecto de implantación de una central nuclear debido al alto costo de la inversión inicial y el largo periodo de construcción. El precio mínimo para que el proyecto sea rentable es muy dependiente de los intereses y el costo de capital de los inversores, así como de la carga impositiva que tenga que soportar el proyecto. Estos factores pueden hacer que el precio mínimo de venta se sitúe entre los 70 y los 150 \$/MWh según el caso.

Será pues la combinación de todos los parámetros tecnológicos y financieros que se seleccione la que defina finalmente el precio mínimo al que se debería vender la electricidad. Teniendo en cuenta la ajustada rentabilidad de los proyectos nucleares, se deberá incluir en la valoración de la viabilidad del plan nuclear de potencia en Chile un análisis económico completo valorando el impacto de dicho proyecto en la activación de la industria local y otros beneficios paralelos.

El estudio de proyectos comparables a nivel nacional e internacional ha permitido identificar una serie de factores críticos cuya buena gestión es indispensable para evitar riesgos de sobrecostos, retrasos o cancelaciones y aumentar las posibilidades de éxito del proyecto de implantación de una central nuclear de potencia en línea con el escenario inicial que se plantee. Por un lado, destacan factores tecnológicos que se desprenden de la complejidad intrínseca de la tecnología nuclear y su seguridad. El *know-how*, la transmisión del conocimiento y de las lecciones aprendidas, y la certificación de la calidad de toda la cadena de valor son esenciales. Por otro lado, distintos aspectos de la gestión del proyecto, especialmente en fase de construcción, aparecen como vitales para su éxito. Finalmente, el contexto socio-económico y regulatorio también deben ser favorables. Así pues, se pone de manifiesto la importancia de evaluar la

viabilidad del posible proyecto de implantación de una central nuclear de potencia en Chile de manera global, valorando desde la opción tecnológica seleccionada hasta las implicaciones de la estratégica política o de la opinión pública.

10. REFERENCIAS

1. **IDOM.** *Servicios de consultoría para la realización del estudio: Modelo y Estimación de Costos para una Central Nuclear de Potencia en Chile - Oferta técnica.* 2017.
2. —. *Informe Parcial 1: Estructura y metodología para el modelo de costos de una central nuclear de potencia en Chile.* 2017.
3. —. *Informe Parcial 2: Estimación de costos y análisis de rentabilidad del proyecto de implantación de una central nuclear en Chile.* 2017.
4. **The Economic Modeling Working Group of the Generation IV International Forum.** GIF/EMWG/2007/004. *Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems.* 2007.
5. **IAEA.** Technical Report Series No. 275. *Bid Invitation Specifications for Nuclear Power Plants.* 1987.
6. **NRC.** *Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19.* 2011.
7. **WNA.** *Processing of Used Nuclear Fuel.* 2017.
8. **MIT.** *The Future of Nuclear Power.* 2003.
9. **IAEA.** Power Reactor Information System (PRIS). [En línea] 2017. <https://www.iaea.org/pris/>.
10. **WNN.** Dates revised again for Olkiluoto 3. [En línea] 2007. <http://www.world-nuclear-news.org/newsarticle.aspx?id=13848>.
11. **Nuclear Engineering International.** More delays for Olkiluoto 3. [En línea] 2017. <http://www.neimagazine.com/news/newsmore-delays-for-olkiluoto-3-5943845/>.
12. **WNA.** Nuclear Power in Finland. [En línea] 2017. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/finland.aspx>.
13. **Reuters.** Finland's Olkiluoto 3 reactor on track to start Dec 2018 -TVO executive. [En línea] 2017. <https://www.reuters.com/article/finland-nuclear-olkiluoto/finlands-olkiluoto-3-reactor-on-track-to-start-dec-2018-tvo-executive-idUSL8N1L34SS>.
14. **Rispoli, James A.** *Construction Challenges and Success in Mega-Projects.*

15. **WNN.** Olkiluoto pipe welding 'deficient', says regulator. [En línea] 2009. http://www.world-nuclear-news.org/NN-Olkiluoto_pipe_welding_deficient_says_regulator-1610095.html.
16. **BBC.** New UK nuclear stations unlikely to be on time. [En línea] 2009. <http://news.bbc.co.uk/2/hi/programmes/newsnight/8379274.stm>.
17. **The Local.** Flamanville fiasco The story of France's nuclear calamity. [En línea] 2017. <https://www.thelocal.fr/20170209/flamanville-frances-own-nuclear-nightmare>.
18. **Nuclear Engineering International.** More delays for Flamanville 3. [En línea] 2015. <http://www.neimagazine.com/news/newsmore-delays-for-flamanville-3-4667192>.
19. **The Guardian.** Flamanville: France's beleaguered forerunner to Hinkley Point C. [En línea] 2016. <https://www.theguardian.com/environment/2016/jul/27/flamanville-france-edf-nuclear-reactor-hinkley-point-c>.
20. **Locatelli G., Mancini M.** *MEGAPROJECT: The Effective Design and Delivery of Megaprojects in the European Union. Flamanville 3 Nuclear Power Plant.*
21. **ASN.** Information Letter No.19. *ASN actions for monitoring the Flamanville EPR reactor construction site: notable points.* 2017.
22. **Engineering and Technology.** EDF charged with replacing Flamanville 3 nuclear reactor cover by 2024. [En línea] 2017. <https://eandt.theiet.org/content/articles/2017/06/edf-charged-with-replacing-flamanville-3-nuclear-reactor-cover-by-2024/>.
23. **The Telegraph.** Faulty valves in new-generation EPR nuclear reactor pose meltdown risk, inspectors warn. [En línea] 2015. <http://www.telegraph.co.uk/news/worldnews/europe/france/11662889/Faulty-valves-in-new-generation-EPR-nuclear-reactor-pose-meltdown-risk-inspectors-warn.html>.
24. **Reuters.** UPDATE 3- EDF delays Flamanville 3 nuclear project again. [En línea] 2011. <https://www.reuters.com/article/edf-flamanville/update-3-edf-delays-flamanville-3-nuclear-project-again-idUSLDE76J1A520110720>.
25. **Nuclear Engineering International.** Brazil's Angra 3 could resume construction in 2018. [En línea] 2017. <http://www.neimagazine.com/news/newsbrazils-angra-3-could-resume-construction-in-2018-5722003>.
26. **Eletrobras Eletronuclear.** *Angra 3 current status and challenges to continue.* 2017.

27. **Kallanish Energy.** Brazil's 3rd nuclear plant on track to come online in 2020. [En línea] 2016. <http://www.kallanishenergy.com/2016/04/29/brazils-3rd-nuclear-plant-track-come-online-2020/>.
28. **New York Times.** U.S. Nuclear Comeback Stalls as Two Reactors Are Abandoned. [En línea] 2017. <https://www.nytimes.com/2017/07/31/climate/nuclear-power-project-canceled-in-south-carolina.html>.
29. **The Post and Courier.** Santee Cooper, SCE&G pull plug on roughly \$25 billion nuclear plants in South Carolina. [En línea] 2017. https://www.postandcourier.com/business/santee-cooper-to-halt-construction-on-billion-nuclear-project-in/article_c173c0fa-75fb-11e7-a086-cfcd325f82e7.html.
30. **Bechtel.** V.C. *Summer Nuclear Generating Station Units 2 & 3 Project Assessment Report*. 2016.
31. **New York Times.** The Murky Future of Nuclear Power in the United States. [En línea] 2017. <https://www.nytimes.com/2017/02/18/business/energy-environment/nuclear-power-westinghouse-toshiba.html>.
32. **Times Free Press.** TVA's newest reactor reaches 100 percent power. [En línea] 2016.
33. **Forbes.** Watts Bar 2, First New US Nuclear Plant Since 1996, Is Now Commercial! [En línea] 2016. <https://www.forbes.com/sites/rodadams/2016/10/19/watts-bar-is-now-commercial/#6d7bee133680>.
34. **World Nuclear Industry Status Report.** Forty Years Later—US Watts Bar 2 Project Allegedly "On Time and Within Budget". [En línea] 2013. <https://www.worldnuclearreport.org/Forty-Years-Later-US-Watts-Bar-2.html>.
35. **Union of Concerned Scientists.** *Brows Ferry Unit 1*. 2006.
36. **Bechtel.** Bechtel Aids Historic Restart of Browns Ferry Nuclear Power Unit 1. [En línea] 2007. <http://www.bechtel.com/newsroom/releases/2007/05/historic-restart-browns-ferry-nuclear-power-unit-1/>.
37. **NEI Nuclear Notes.** TVA Restarts Browns Ferry Unit 1. [En línea] 2007. <http://neinuclearnotes.blogspot.com.es/2007/05/tva-restarts-browns-ferry-unit-1.html>.
38. **STANLIB.** Eskom unplanned loss of generating capacity. [En línea] <http://www.stanlib.com/EconomicFocus/Pages/Eskomfgeneratingcapacity.aspx>.

-
39. **IAEA.** Country Nuclear Profiles 2016 Edition - Ukraine . [En línea] 2016. <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/cnpp2016/countryprofiles/Ukraine/Ukraine.htm>.
40. **WNA.** Nuclear Power in Ukraine. [En línea] 2017. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/ukraine.aspx>.
41. **Power Engineering.** Lessons Learned from Kewaunee's Closing. [En línea] 2014. <http://www.power-eng.com/articles/npi/print/volume-7/issue-3/nucleus/lessons-learned-from-kewaunee-s-closing.html>.
42. **USA Today.** Wis. nuclear plant to close next year. [En línea] 2012. <https://www.usatoday.com/story/news/nation/2012/10/22/wisconsin-nuclear-plant-closing/1649809/>.
43. **New York Times.** How Retiring Nuclear Power Plants May Undercut U.S. Climate Goals. [En línea] 2017. <https://www.nytimes.com/2017/06/13/climate/nuclear-power-retirements-us-climate-goals.html>.
44. —. Vermont Yankee Plant to Close Next Year as the Nuclear Industry Retrenches. [En línea] 2013. <http://www.nytimes.com/2013/08/28/science/entergy-announces-closing-of-vermont-nuclear-plant.html>.
45. **The National.** UAE nuclear project enters critical phase. [En línea] 2015. <https://www.thenational.ae/business/uae-nuclear-project-enters-critical-phase-1.26641>.
46. —. Construction of UAE's first nuclear reactor complete but operation delayed to 2018. [En línea] 2017. <https://www.thenational.ae/uae/government/construction-of-uae-s-first-nuclear-reactor-complete-but-operation-delayed-to-2018-1.42360>.
47. **ENEC.** Construction Program. [En línea] 2017. <https://www.enec.gov.ae/barakah-npp/construction-program/>.
48. **WNA.** Nuclear Power in the United Arab Emirates. [En línea] 2017. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/united-arab-emirates.aspx>.
49. **The Economist.** How to build a nuclear-power plant. [En línea] 2017. <https://www.economist.com/news/business/21715685-new-crop-developers-challenging-industry-leaders-how-build-nuclear-power-plant>.

50. **European Commission Directorate for Regional and Urban Policy.** *Guide to Cost Benefit Analysis of Investment Projects. Economic appraisal tool for Cohesion Policy 2014-2020.* 2014.

51. **UNECE.** *Gross Average Monthly Wages by Country and Year.* 2017.

En blanco intencionadamente