

**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.

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

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.

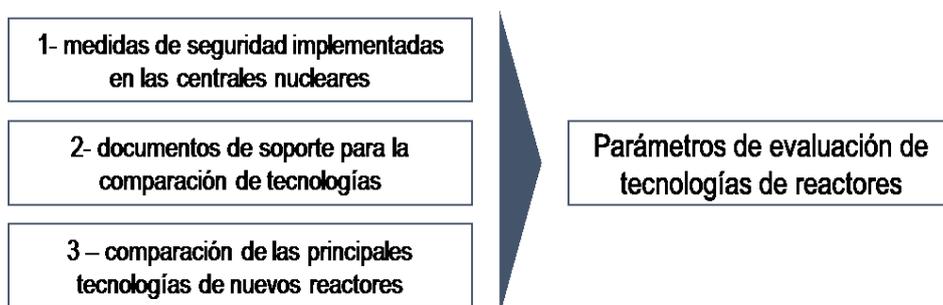


Ilustración 1: Proceso de obtención de parámetros para la evaluación de tecnologías

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

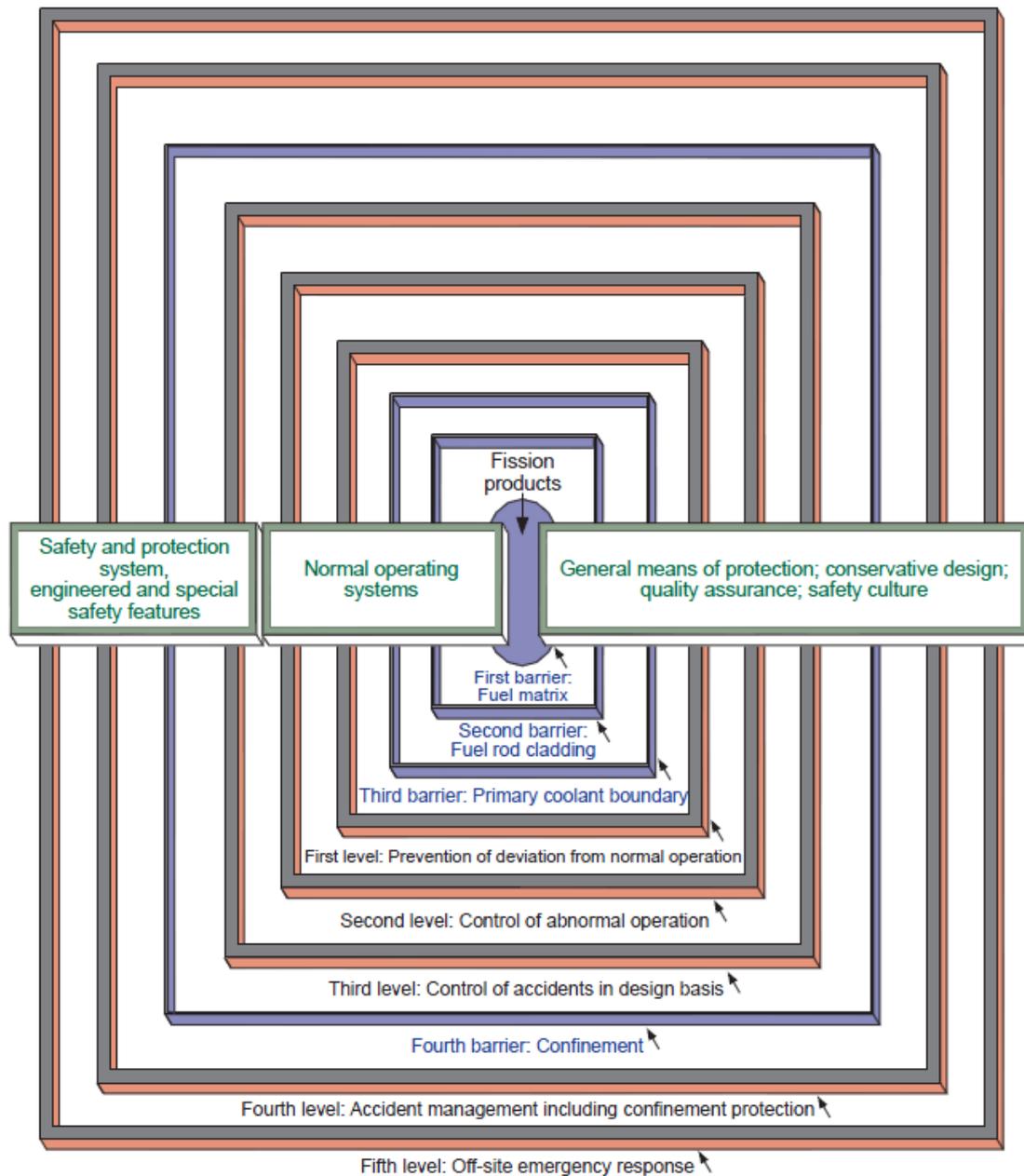


Ilustración 3: Relación entre barreras físicas y niveles de protección en la defensa en profundidad.
Fuente: (7)

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 licenciarios 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:

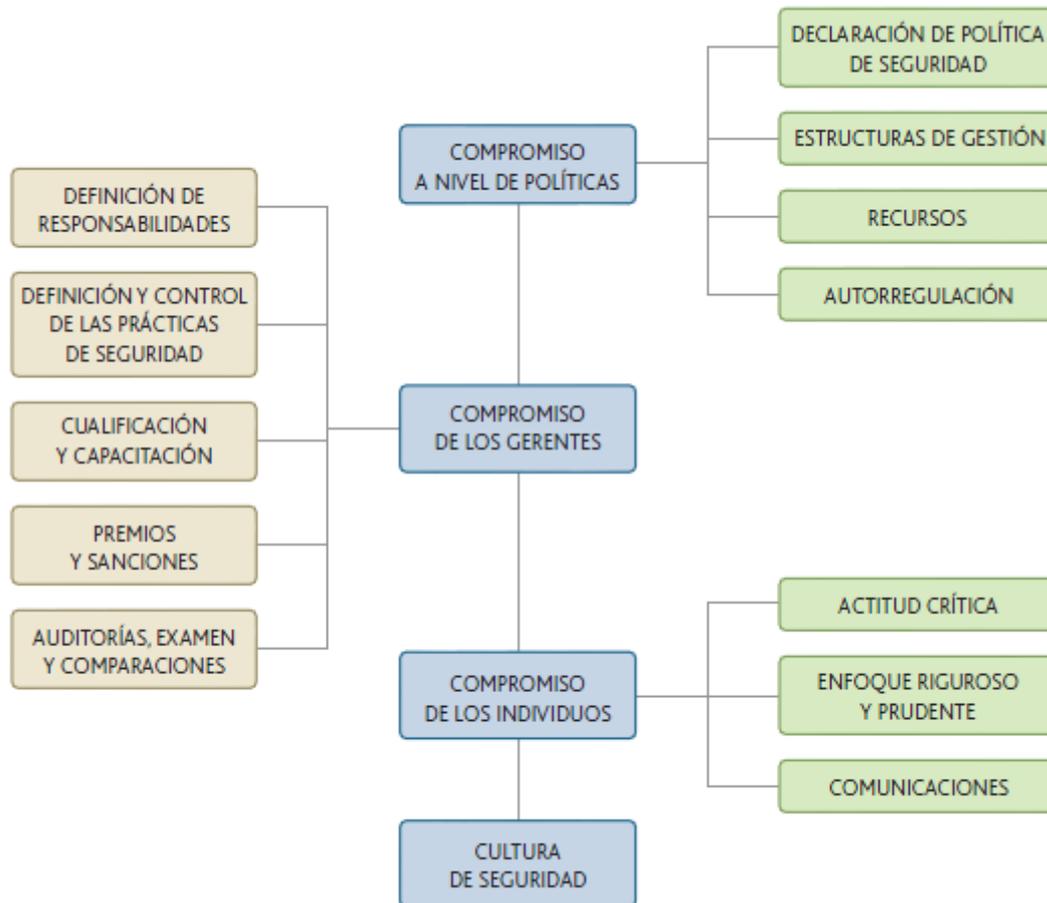


Ilustración 4: Esquema de los componentes esenciales de la cultura de seguridad. Fuente: (16)

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.

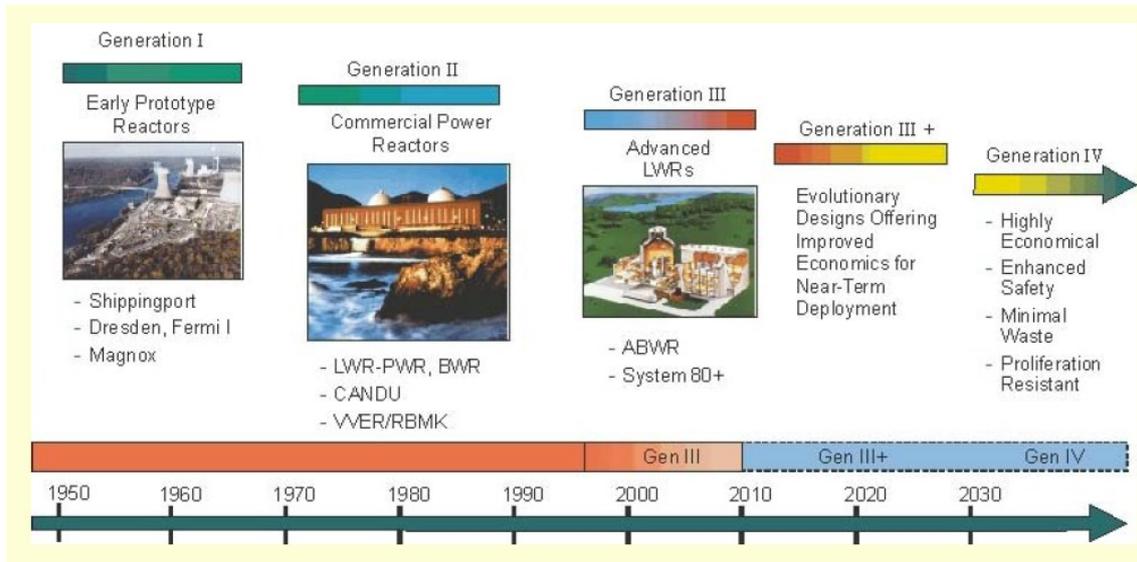


Ilustración 6: Cronología de la evolución de las generaciones de reactores nucleares

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, sobretodo 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

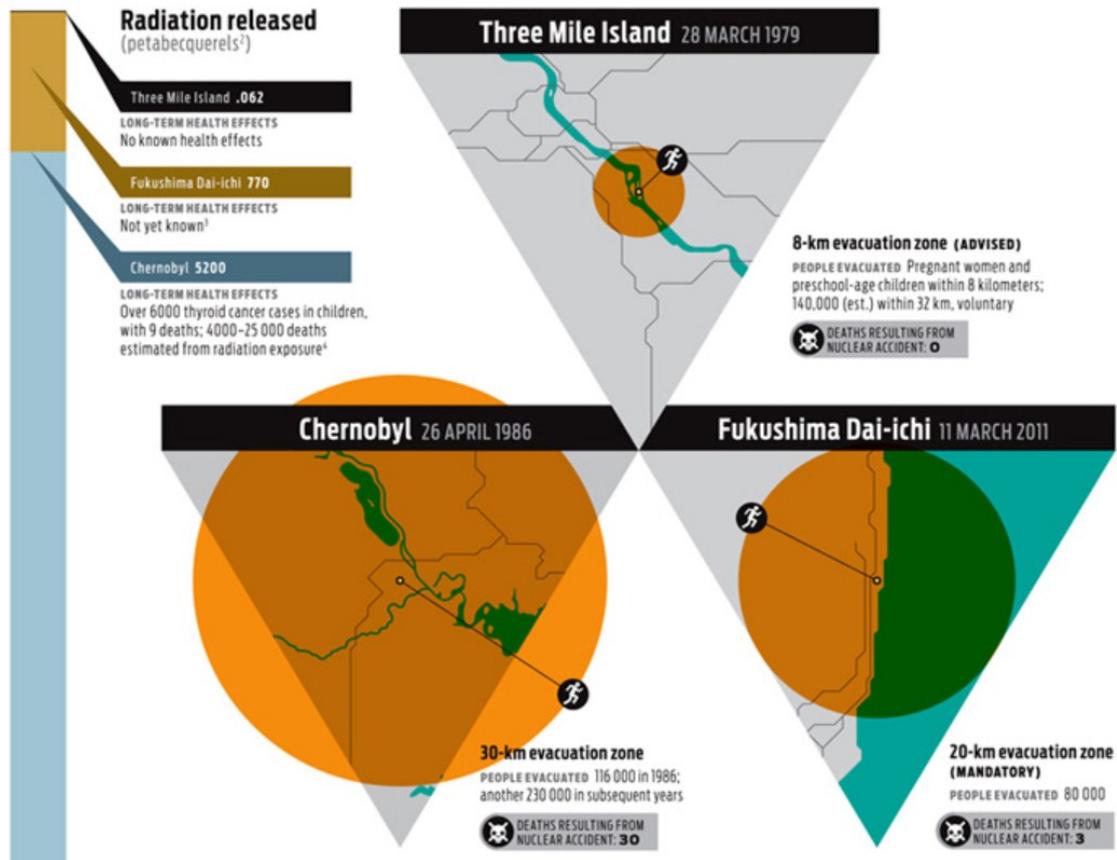


Ilustración 8: Comparación entre los 3 eventos más significativos respecto a su impacto social y radiológico. Fuente: (21)

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 destrozó 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 “Gesellschaft für Anlagenund Reaktorsicherheit” 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.

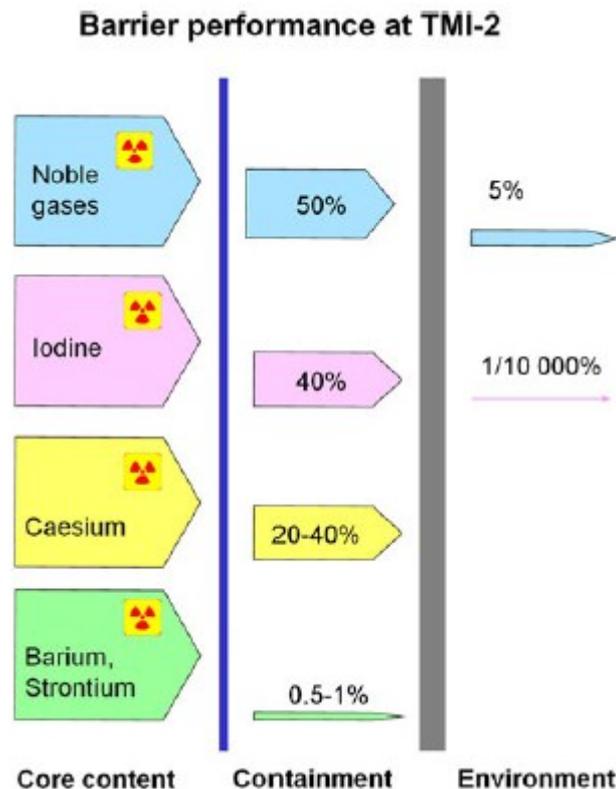


Ilustración 9: Liberación de productos de fisión del núcleo de TMI-2 hacia la contención, y hacia la atmosfera (fracción del contenido del núcleo). Fuente: (41)

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),</p> <p>(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>
<p>4</p>	<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) (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) (43) (47) (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: <ol style="list-style-type: none"> 1. Personal de operación: <ol 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 <ol 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; <ol 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)

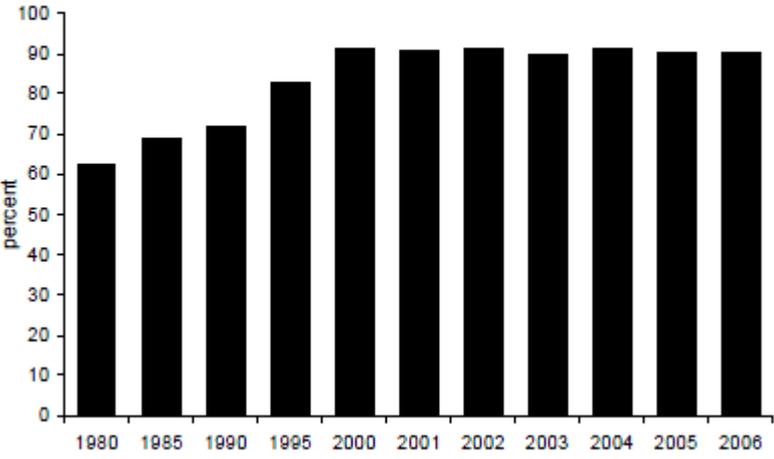
Identificación de las medidas implantadas por los operadores americanos

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"> <table border="1"> <caption>SIGNIFICANT EVENTS</caption> <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>  <table border="1" data-bbox="343 537 1117 996"> <caption>Unit Capability Factor Data</caption> <thead> <tr> <th>Year</th> <th>Percent</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1980</td><td>62</td></tr> <tr><td>1985</td><td>68</td></tr> <tr><td>1990</td><td>72</td></tr> <tr><td>1995</td><td>82</td></tr> <tr><td>2000</td><td>90</td></tr> <tr><td>2001</td><td>90</td></tr> <tr><td>2002</td><td>90</td></tr> <tr><td>2003</td><td>88</td></tr> <tr><td>2004</td><td>90</td></tr> <tr><td>2005</td><td>88</td></tr> <tr><td>2006</td><td>88</td></tr> </tbody> </table> <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>	Year	Percent	1980	62	1985	68	1990	72	1995	82	2000	90	2001	90	2002	90	2003	88	2004	90	2005	88	2006	88	
Year	Percent																								
1980	62																								
1985	68																								
1990	72																								
1995	82																								
2000	90																								
2001	90																								
2002	90																								
2003	88																								
2004	90																								
2005	88																								
2006	88																								
<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 aquél 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>	
<ul style="list-style-type: none"> - 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. 	

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.

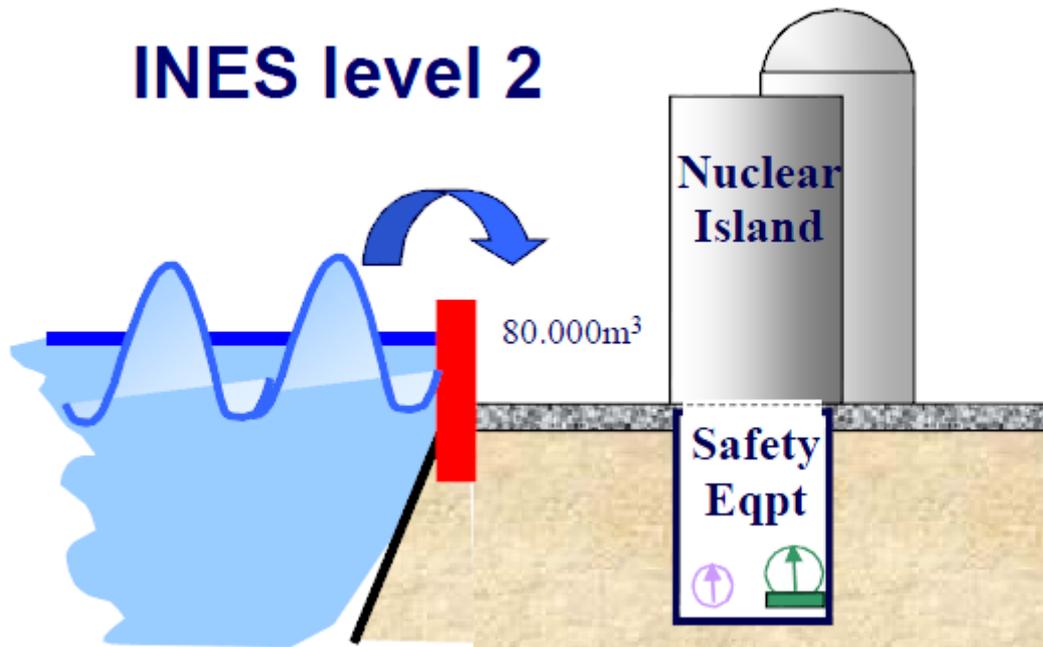


Ilustración 13: Representación de la marejada sobrepasando los diques de protección del emplazamiento. Fuente: (62)

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.

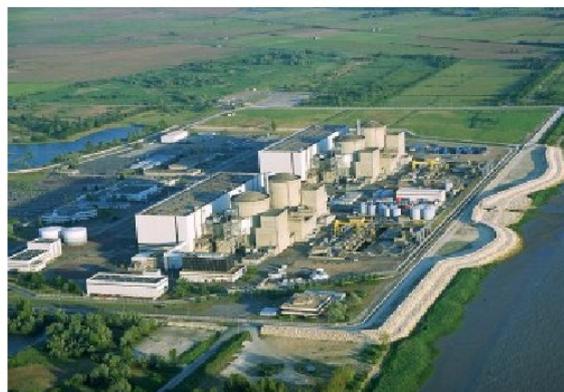


Ilustración 14: A la izquierda, imagen de la central de Le Blayais durante las inundaciones de 1999. A la derecha, imagen de la central después de las medidas implantadas a raíz del evento.

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

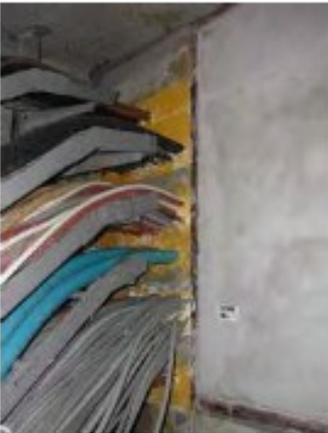
Identificación de las medidas implantadas por el regulador francés (IPSN) y el operador (EDF)

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:

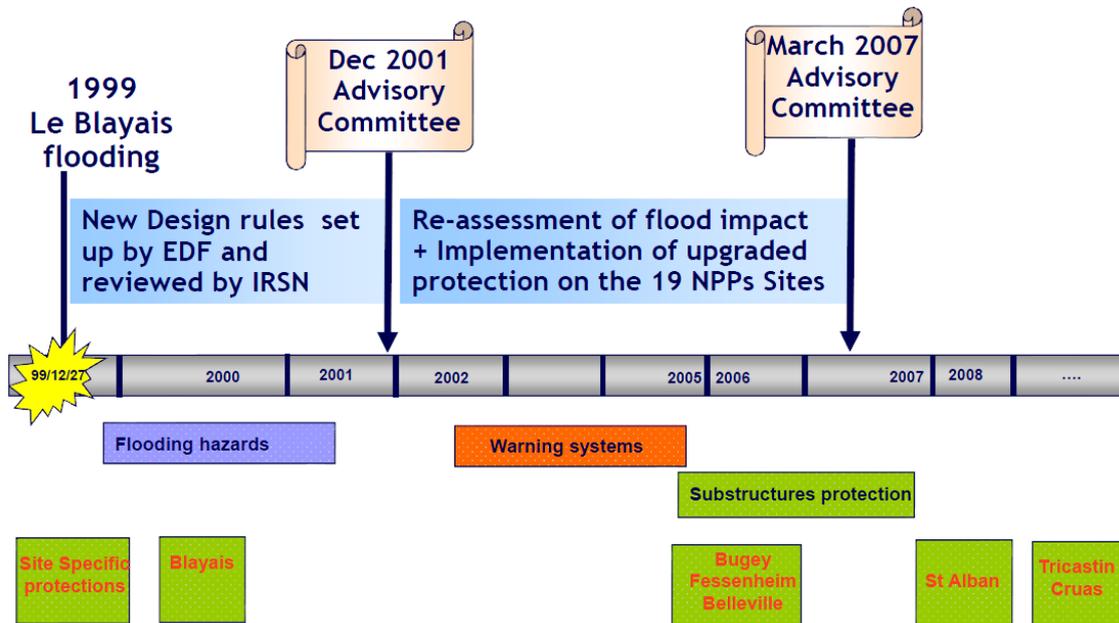


Ilustración 15: Esquema del proceso de revisión de vulnerabilidades de las centrales francesas a inundaciones. Fuente (62)

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

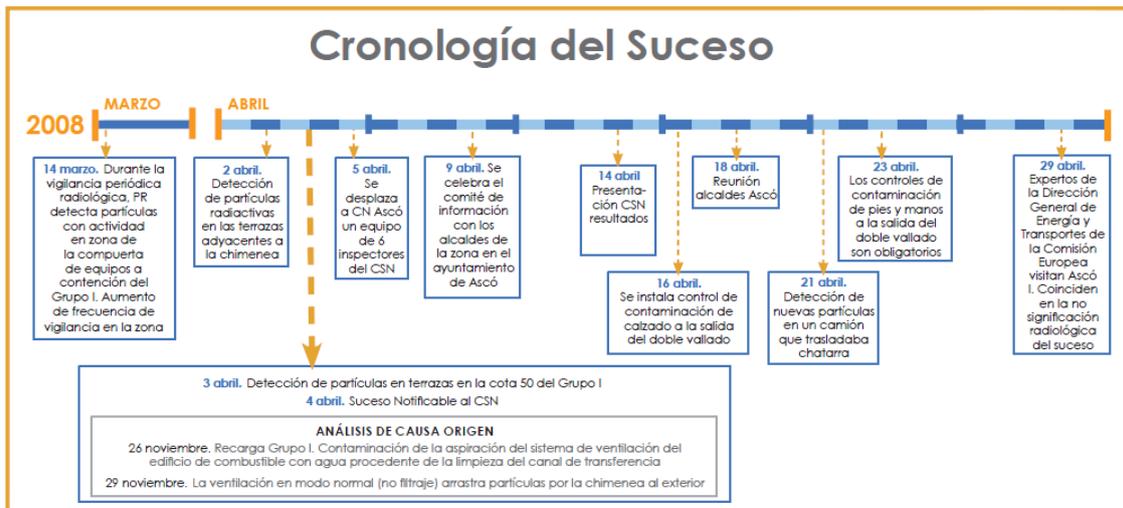


Ilustración 16: Cronología del suceso de partículas de Ascó I. Fuente: (68)

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 SISC. 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

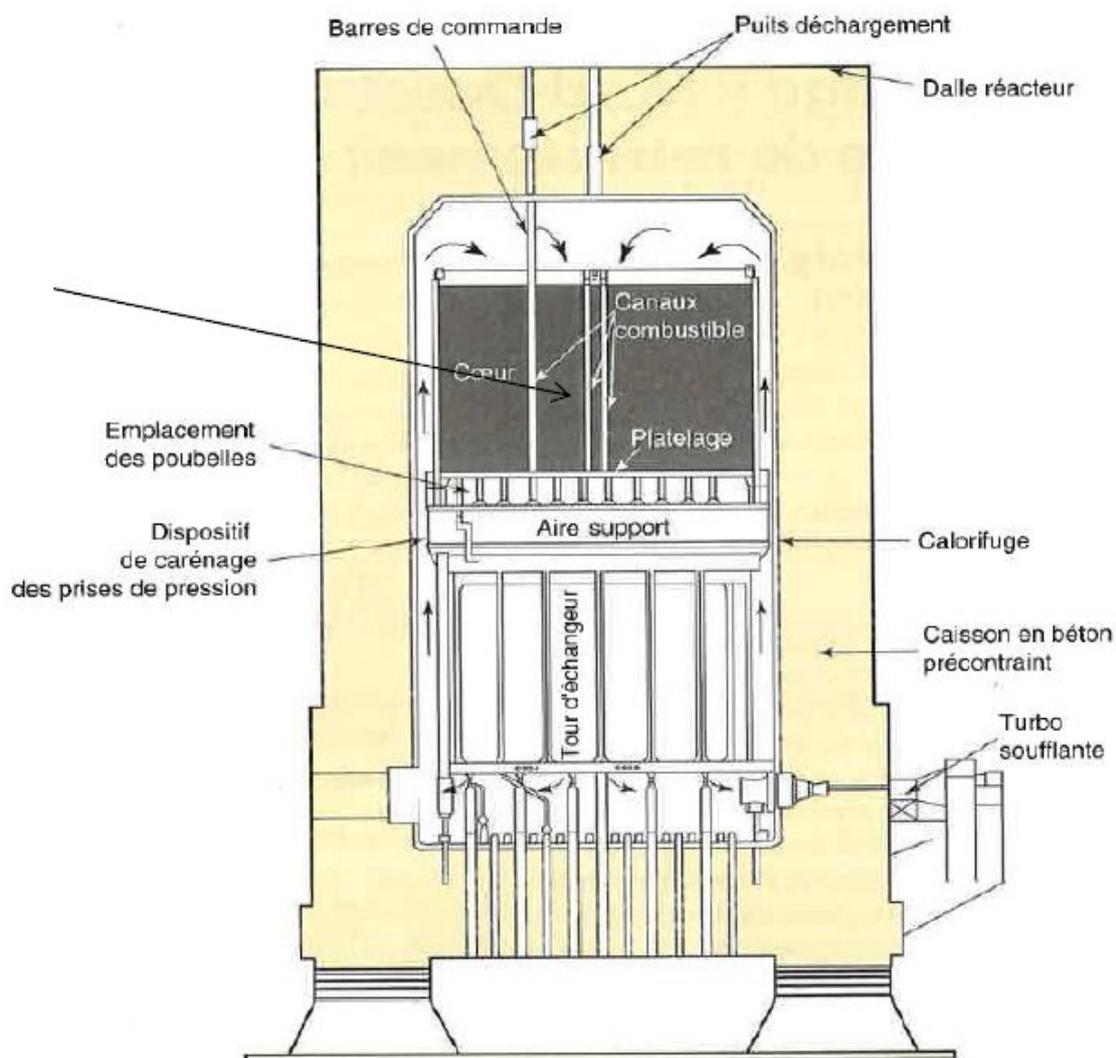


Ilustración 18: Vista vertical del reactor de Saint-Laurent-Des-Eaux (74)

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 radioactivo	

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:
 - o Implementó un sistema de alivio de sobrepresión del condensador de purga mejorado.
 - o 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.
 - o Reemplazó los diafragmas existentes por diafragmas nuevos.
 - o Aseguró que la frecuencia de reemplazo de los diafragmas fuera la adecuada y apropiada.
 - o Mejoró los métodos de detección y seguimiento para las válvulas de alivio con líquido.
 - o Revisó el proceso de cambio de diseño para asegurar que éste contenga suficientes barreras para prevenir la recurrencia de casos como éste.
 - o Revisó todos los enclavamientos de control del PHTS para asegurar que las pruebas y el mantenimiento son adecuados.
 - o 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 reinicio 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 nucleoelectrónica, 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. 	<p>(87)</p>

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 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:

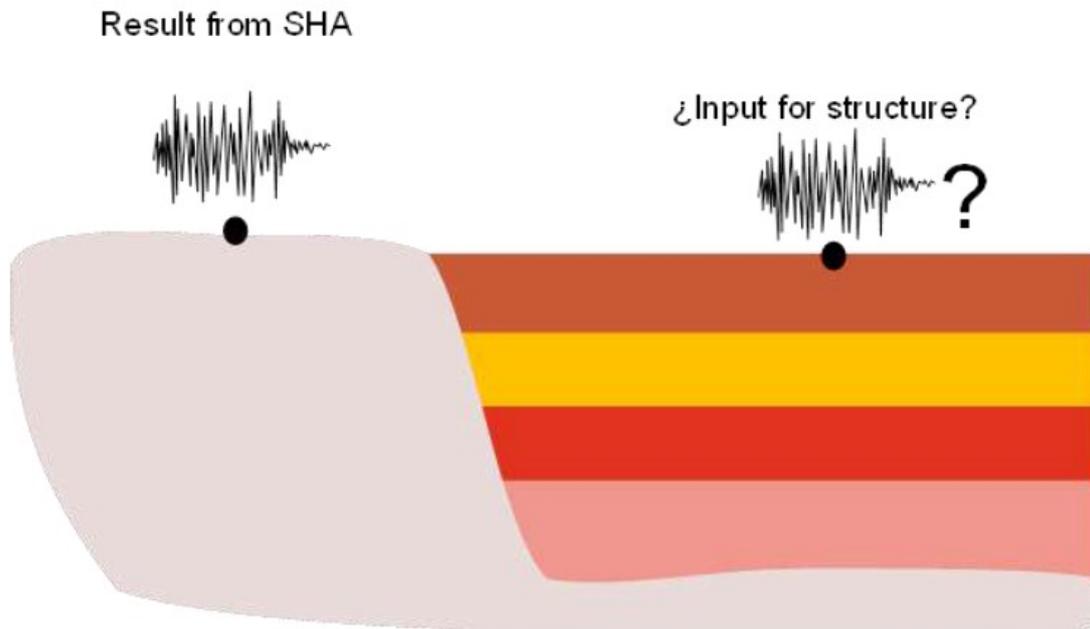


Ilustración 19: Representación de la situación, desde la determinación del SHA hasta el Input para los análisis dinámicos de la instalación. Fuente: (103)

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.

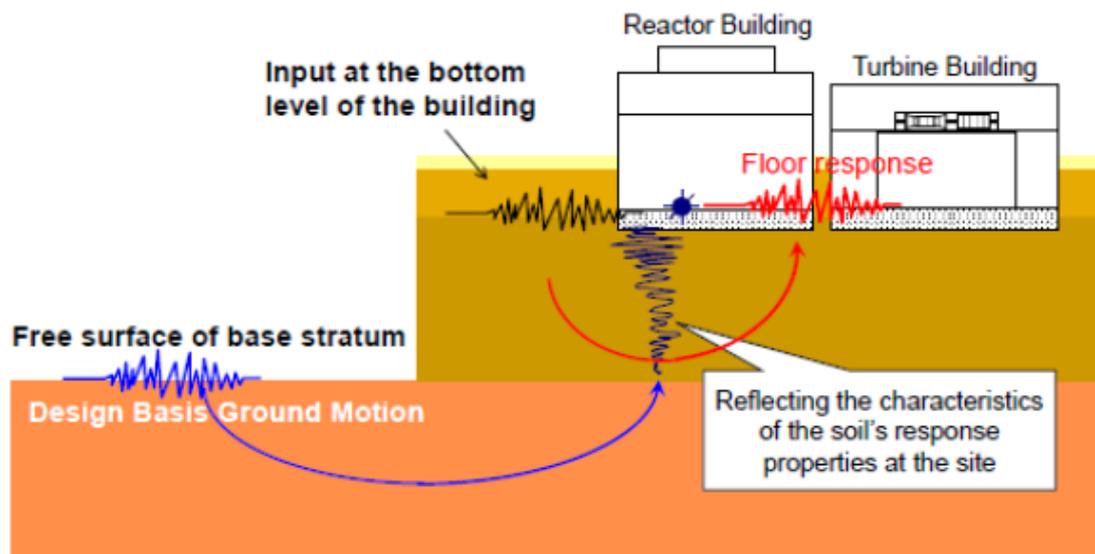


Ilustración 20: Representación de TEPCO para obtener el input sísmico específico para el emplazamiento. Fuente: (103)

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 sub-apartados 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

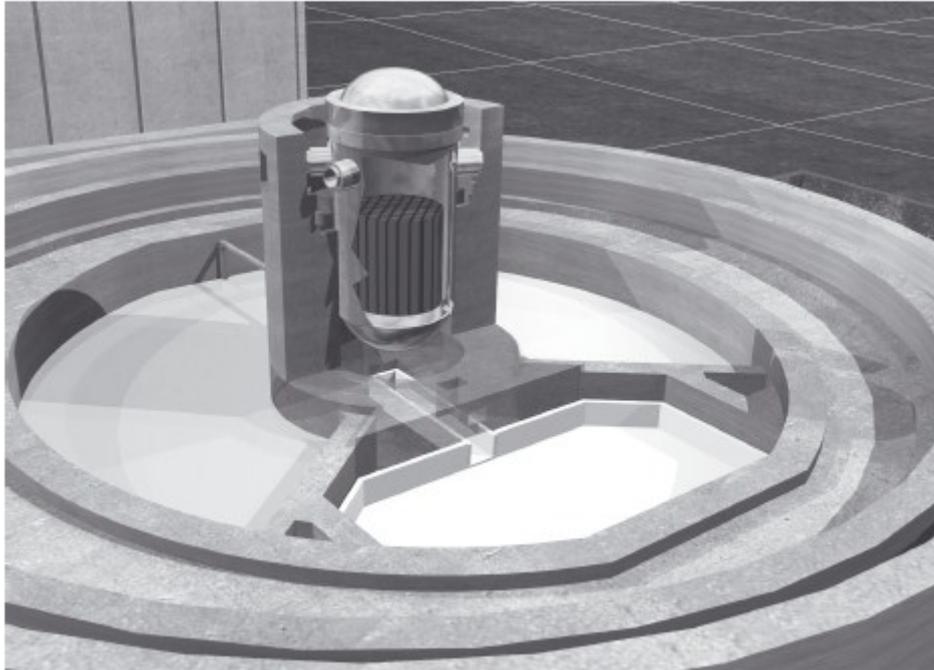


Ilustración 21: Localización de la zona de derrame del núcleo fundido (área rectangular). Fuente: (113)

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.

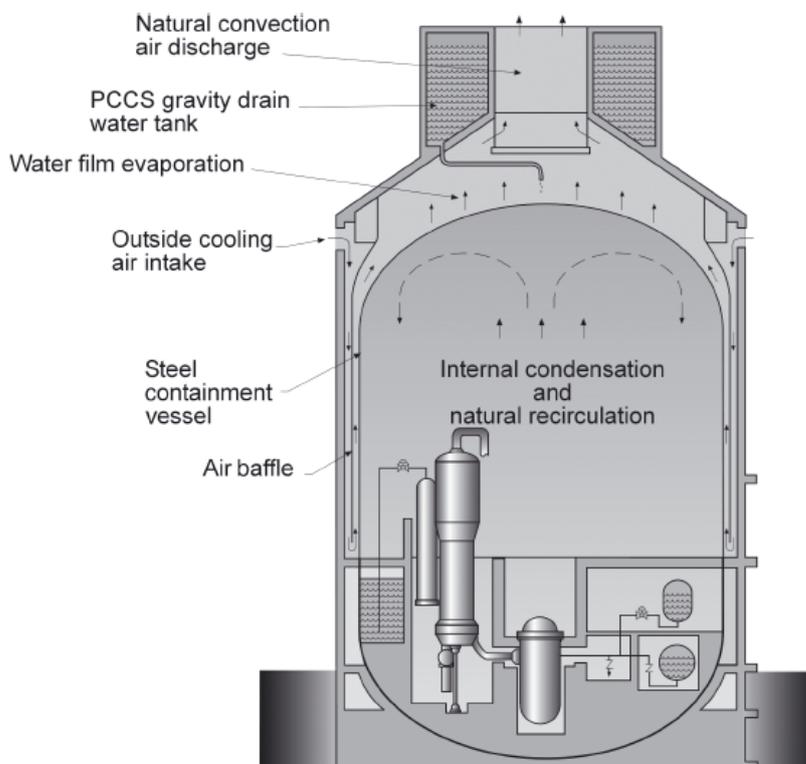


Ilustración 22: Sistema de refrigeración de la contención pasivo del AP1000. Fuente: (113)

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).

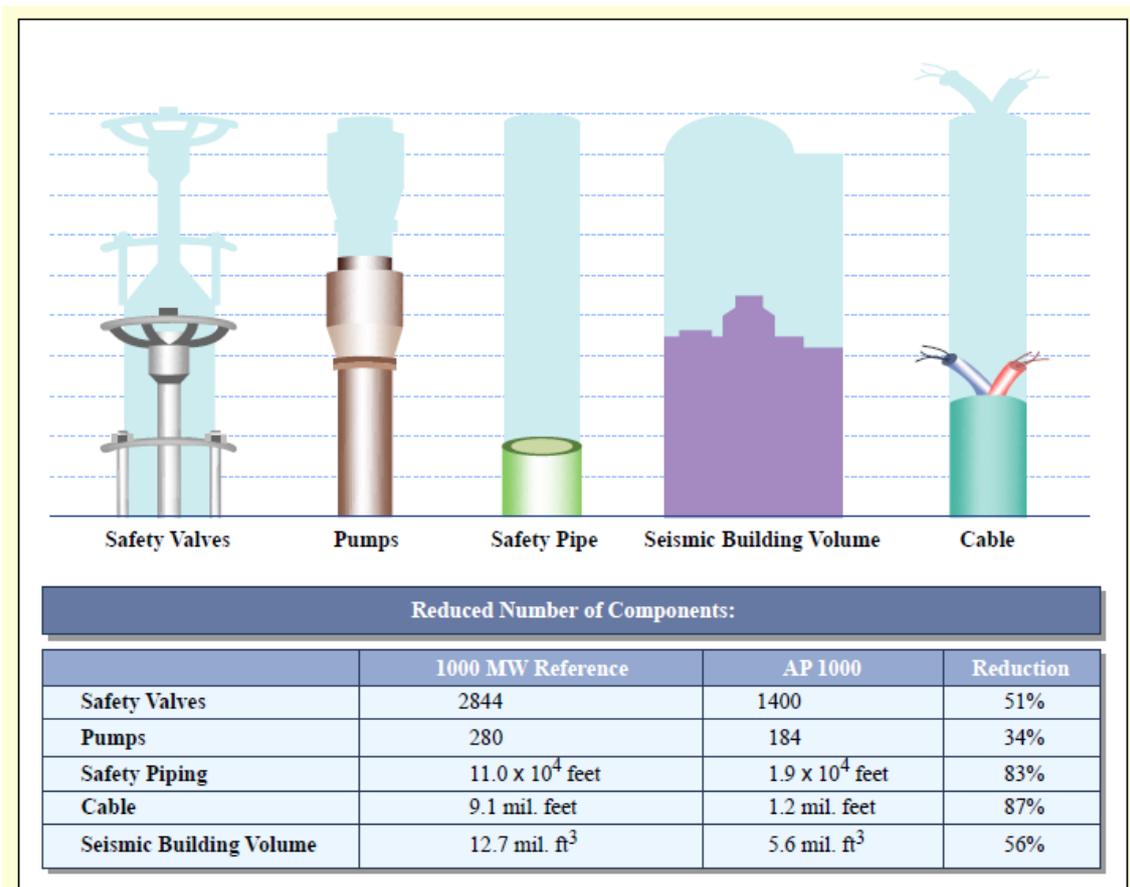


Ilustración 23: Simplificación de los componentes principales en el reactor AP1000. Fuente: (116)

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.

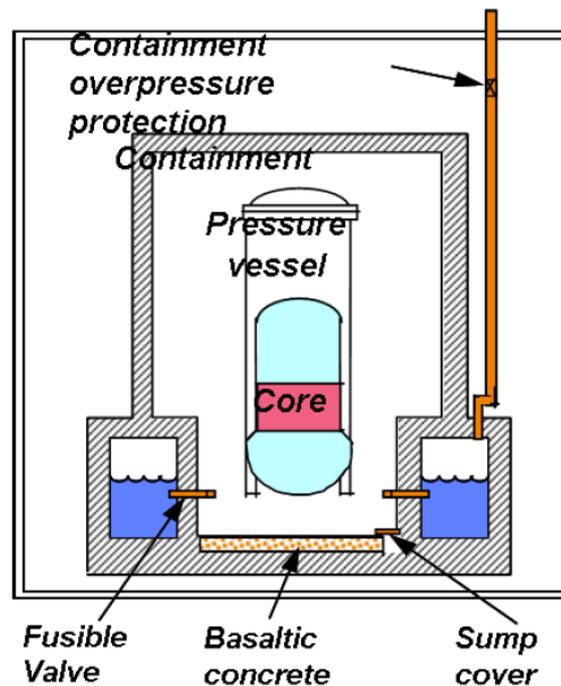


Ilustración 24: Suelo basáltico para detener el corium en caso de accidente severo. Fuente: (120)

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
		Medidas físicas y tecnológicas, medidas en procedimientos, análisis de seguridad
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	
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
		El informe del CSN requirió medidas de seguridad, cuya implantación era injustificable económicamente. La central se cerró en 1989.
1.	Principios de Seguridad Fundamentales	
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	X
3.4.5	Características clave de seguridad para contener el daño del núcleo;	X	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	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																						
3.9.19	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		
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								

		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																						
3.12	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	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															

		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							

En blanco intencionadamente