

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos

PATROCINADA CONJUNTAMENTE POR
OIEA Y OIT



IAEA



GUÍA DE SEGURIDAD

Nº RS-G-1.2



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

PUBLICACIONES DEL OIEA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Con arreglo al artículo III de su Estatuto, el OIEA está autorizado para establecer normas de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y proveer a la aplicación de esas normas a las actividades nucleares pacíficas.

Las publicaciones de reglamentación conexas mediante las cuales el OIEA establece normas y medidas de seguridad figuran en la **Colección de Normas de Seguridad del OIEA**. Esta Colección abarca seguridad nuclear, seguridad radiológica, seguridad del transporte y seguridad de los desechos, así como seguridad en términos generales (es decir, pertinente a dos o más de las cuatro esferas). Dentro de esta Colección se incluyen las categorías de **Nociones fundamentales de seguridad**, **Requisitos de seguridad** y **Guías de seguridad**.

Las **Nociones fundamentales de seguridad** (cubierta azul) presentan los objetivos, conceptos y principios básicos de seguridad y protección en el desarrollo y la aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos.

Los **Requisitos de seguridad** (cubierta roja) señalan los requisitos que se han de cumplir para garantizar la seguridad. Estos requisitos, en cuya formulación se emplea generalmente la forma “deberá(n)” o expresiones como “habrá que”, “hay que”, “habrá de”, “se deberá” (en inglés “shall”), se rigen por los objetivos y principios enunciados en las Nociones fundamentales de seguridad.

Las **Guías de seguridad** (cubierta verde) recomiendan acciones, condiciones o procedimientos para cumplir con los requisitos de seguridad. En la formulación de las recomendaciones de las Guías de seguridad se emplea generalmente la forma “debería(n)” o expresiones como “conviene”, “se recomienda”, “es aconsejable” (en inglés “should”), para indicar que es necesario tomar las medidas recomendadas u otras medidas equivalentes para cumplir con los requisitos.

Aunque las normas de seguridad del OIEA no son jurídicamente vinculantes para los Estados Miembros, éstos pueden adoptarlas, a su discreción, para utilizarlas en sus reglamentos nacionales respecto de sus propias actividades. Las normas son de obligado cumplimiento para el OIEA en relación con sus propias operaciones, así como para los Estados en relación con las operaciones para las que éste preste asistencia.

Se puede obtener información sobre el programa de Normas de seguridad del OIEA (incluidas ediciones en otros idiomas además del inglés) en el sitio del OIEA en Internet:

www-ns.iaea.org/standards/

o solicitándola por escrito a la siguiente dirección: Sección de Coordinación de la Seguridad, OIEA, P.O. Box 100, A-1400 Viena (Austria).

OTRAS PUBLICACIONES DEL OIEA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

Con arreglo a las disposiciones del artículo III y del párrafo C del artículo VIII de su Estatuto, el Organismo facilita y fomenta el intercambio de información relacionada con las actividades nucleares pacíficas y sirve de intermediario para ello entre sus Estados Miembros.

Informes sobre la seguridad y protección de las actividades nucleares se publican en otras colecciones, particularmente en la **Colección de Informes de Seguridad del OIEA**, con carácter informativo. En los informes de seguridad se suelen describir buenas prácticas y ofrecer ejemplos prácticos y métodos detallados que pueden utilizarse para cumplir con los requisitos de seguridad. En dichos informes no se establecen requisitos ni se formulan recomendaciones.

Otras colecciones del OIEA que incluyan publicaciones relacionadas con la seguridad son la **Colección de Informes Técnicos**, la **Colección de Informes de Evaluaciones Radiológicas**, la **Colección INSAG**, la **Colección TECDOC**, la **Colección de Normas de Seguridad Provisionales**, la **Colección de Cursos de Capacitación**, la **Colección de Servicios del OIEA** y la **Colección de Manuales de Informática**, así como las que aparecen bajo los títulos de **Practical Radiation Safety Manuals** y **Practical Radiation Technical Manuals**. El OIEA también edita informes sobre accidentes radiológicos y otras publicaciones especiales.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

EVALUACIÓN DE
LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL
DEBIDA A INCORPORACIONES
DE RADIONUCLEIDOS

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

© OIEA, 2004

Para copiar o traducir el material informativo de la presente publicación se deberá solicitar por escrito el correspondiente permiso al Organismo Internacional de Energía Atómica, Wagramer Strasse 5, Apartado de Correos 100, A-1400 Viena, Austria.

Impreso por el OIEA en Austria
Mayo de 2004
STI/PUB/1077

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD N° RS-G-1.2

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL DEBIDA A INCORPORACIONES DE RADIONUCLEIDOS

GUÍA DE SEGURIDAD

PATROCINADA CONJUNTAMENTE POR EL
ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
Y LA OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2004

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

ESTA GUÍA DE LA COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD
SE PUBLICA TAMBIÉN EN FRANCÉS, INGLÉS Y RUSO

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL
DEBIDA A INCORPORACIONES DE RADIONUCLEIDOS

OIEA, VIENA, 2004

STI/PUB/1077

ISBN 92-0-306704-3

ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

**por Mohamed ElBaradei
Director General**

Una de las funciones estatutarias del OIEA es la de establecer o adoptar normas de seguridad para proteger, en el desarrollo y la aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos, la salud, la vida y los bienes, y proveer lo necesario para la aplicación de esas normas a sus propias operaciones, así como a las realizadas con su asistencia y, a petición de las Partes, a las operaciones que se efectúen en virtud de cualquier arreglo bilateral o multilateral o bien, a petición de un Estado, a cualquiera de las actividades de ese Estado en el campo de la energía nuclear.

Los siguientes órganos asesores supervisan la elaboración de las normas de seguridad: la Comisión Asesora sobre Normas de Seguridad (ACSS), el Comité Asesor sobre normas de seguridad nuclear (NUSSAC), el Comité Asesor sobre normas de seguridad radiológica (RASSAC), el Comité Asesor sobre normas de seguridad en el transporte (TRANSSAC), y el Comité Asesor sobre normas de seguridad de los desechos (WASSAC). Los Estados Miembros están ampliamente representados en todos estos comités.

Con el fin de asegurar el más amplio consenso internacional posible, las Normas de seguridad se presentan además a todos los Estados Miembros para que formulen observaciones al respecto antes de aprobarlas la Junta de Gobernadores del OIEA (en el caso de las Nociones fundamentales de seguridad y los Requisitos de seguridad) o el Comité de Publicaciones, en nombre del Director General (en el caso de las Guías de seguridad).

Aunque las Normas de seguridad del OIEA no son jurídicamente vinculantes para los Estados Miembros, éstos pueden adoptarlas, a su discreción, para utilizarlas en sus reglamentos nacionales respecto de sus propias actividades. Las Normas son obligado cumplimiento para el OIEA en relación con sus propias operaciones, así como para los Estados en relación con las operaciones para las que éste preste asistencia. Todo Estado que desee concertar con el OIEA un acuerdo para recibir su asistencia en lo concerniente al emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación o clausura de una instalación nuclear, o a cualquier otra actividad, tendrá que cumplir las partes de las normas de seguridad correspondientes a las actividades objeto del acuerdo. Ahora bien, conviene recordar que, en cualquier trámite de concesión de licencia, la decisión definitiva y la responsabilidad jurídica incumben a los Estados.

Si bien las mencionadas normas establecen las bases esenciales para la seguridad, puede ser también necesario incorporar requisitos más detallados, acordes con la práctica nacional. Además, existirán por lo general aspectos especiales que

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

hayan de ser dictaminados por expertos atendiendo a las circunstancias particulares de cada caso.

Se menciona cuando procede, pero sin tratarla en detalle, la protección física de los materiales fisiónables y radiactivos y de las centrales nucleares en general; las obligaciones de los Estados en este respecto deben enfocarse partiendo de la base de los instrumentos y publicaciones aplicables elaborados bajo los auspicios del OIEA. Tampoco se consideran explícitamente los aspectos no radiológicos de la seguridad industrial y la protección del medio ambiente; se reconoce que, en relación con ellos, los Estados deben cumplir sus compromisos y obligaciones internacionales.

Es posible que algunas instalaciones construidas conforme a directrices anteriores no satisfagan plenamente los requisitos y recomendaciones prescritos por las normas de seguridad del OIEA. Corresponderá a cada Estado decidir la forma de aplicar tales normas a esas instalaciones.

Se señala a la atención de los Estados el hecho de que las normas de seguridad del OIEA, si bien no jurídicamente vinculantes, se establecen con miras a conseguir que las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y los materiales radiactivos se realicen de manera que los Estados puedan cumplir sus obligaciones derivadas de los principios generalmente aceptados del derecho internacional y de reglas como las relativas a la protección del medio ambiente. Con arreglo a uno de esos principios generales, el territorio de un Estado ha de utilizarse de forma que no se causen daños en otro Estado. Los Estados tienen así una obligación de diligencia y un criterio de precaución.

Las actividades nucleares civiles desarrolladas bajo la jurisdicción de los Estados están sujetas, como cualquier otra actividad, a las obligaciones que los Estados suscriben en virtud de convenciones internacionales, además de a los principios del derecho internacional generalmente aceptados. Se cuenta con que los Estados adopten en sus ordenamientos jurídicos nacionales la legislación (incluidas las reglamentaciones) así como otras normas y medidas que puedan ser necesarias para cumplir efectivamente todas sus obligaciones internacionales.

PREFACIO

La exposición ocupacional a la radiación ionizante puede ocurrir en una diversidad de industrias, instituciones médicas, establecimientos de enseñanza e investigación e instalaciones del ciclo del combustible nuclear. La protección radiológica adecuada de los trabajadores es esencial para el uso seguro y aceptable de la radiación, los materiales radiactivos y la energía nuclear.

En 1996 el Organismo publicó las Nociones fundamentales sobre protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación (OIEA, Colección Seguridad N° 120) y las Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación (OIEA, Colección Seguridad N° 115), ambas auspiciadas en conjunto por la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE, el OIEA, la Organización de las Naciones Unidas para la Agricultura y la Alimentación, la Organización Internacional del Trabajo, la Organización Mundial de la Salud, y la Organización Panamericana de la Salud. En estas publicaciones se presentan, respectivamente, los objetivos y los principios de seguridad radiológica y los requisitos que han de cumplirse para aplicar los principios y alcanzar los objetivos.

El establecimiento de requisitos y orientaciones de seguridad sobre la protección radiológica ocupacional es un importante componente del apoyo a la seguridad radiológica que brinda el OIEA a sus Estados Miembros. El objetivo del programa de protección ocupacional de OIEA es promover un criterio internacionalmente armonizado respecto de la optimización de la protección radiológica ocupacional mediante la elaboración y aplicación de directrices para la restricción de las exposiciones, a la radiación y la aplicación de las técnicas actuales de protección radiológica en el lugar de trabajo.

Las orientaciones sobre el cumplimiento de los requisitos de las Normas básicas de seguridad para la protección ocupacional se presentan en tres Guías de seguridad interrelacionadas, una que ofrece una guía general para la elaboración de los programas de protección radiológica ocupacional y dos que brindan una orientación más detallada sobre la vigilancia y evaluación de la exposición de los trabajadores debida a fuentes externas de radiación y a incorporaciones de radionucleidos, respectivamente. Estas Guías de seguridad en su conjunto recogen los actuales principios internacionalmente aceptados y las prácticas recomendadas en protección radiológica ocupacional, teniendo en cuenta los principales cambios que han tenido lugar en la pasada década.

Las tres Guías de seguridad sobre protección radiológica ocupacional fueron auspiciadas por el OIEA y la Oficina Internacional del Trabajo conjuntamente.

La presente Guía de seguridad trata sobre la evaluación de la exposición debida a las incorporaciones de radionucleidos en el lugar de trabajo. Estas incorporaciones pueden producirse a través de diversas vías, siempre que estén presentes fuentes no

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

selladas, y la vigilancia radiológica de los trabajadores y del lugar de trabajo en tales casos es una parte integrante de todo programa de protección radiológica ocupacional. La evaluación de la exposición debida a incorporaciones de radionucleidos depende en gran medida del conocimiento de la biocinética de los radionucleidos, y la presente Guía de seguridad recoge los principales cambios registrados en los últimos diez años en los procedimientos internacionales de evaluación de la dosis interna.

NOTA EDITORIAL

Cuando se incluye un apéndice debe considerarse que forma parte integrante del documento y tiene igual validez que el texto principal. En cambio, los anexos, las notas de pie de página y las bibliografías se incluyen para proporcionar información adicional o para dar ejemplos prácticos que podrían ser de utilidad para el usuario.

En las normas de seguridad se emplea el término “deberá(n)” (en inglés “shall”) cuando se enuncian requisitos, deberes y obligaciones. Se utiliza la forma “debería(n)” o “debe(n)” (en inglés “should”) para indicar recomendaciones de una opción deseable.

La versión inglesa es la versión autorizada del texto. El presente documento fue traducido por el Consejo de Seguridad Nuclear de España. El Organismo reconoce con agradecimiento el apoyo prestado.

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN	1
	Antecedentes (1.1–1.4)	1
	Objetivos (1.5)	2
	Alcance (1.6–1.8)	2
	Estructura (1.9–1.10)	2
2.	MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS (2.1–2.9)	3
3.	PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA	5
	Objetivo general (3.1–3.2)	5
	Evaluación de la dosis individual (3.3–3.44)	6
	Evaluación posterior a accidentes o incidentes (3.45–3.55)	18
4.	MÉTODOS DIRECTOS	22
	Introducción (4.1–4.2)	22
	Distribuciones geométricas de medición (4.3–4.5)	22
	Métodos de detección (4.6–4.10)	24
	Procedimientos de medición (4.11–4.13)	25
5.	MÉTODOS INDIRECTOS	26
	Introducción (5.1–5.2)	26
	Muestras biológicas (5.3–5.14)	27
	Muestras físicas (5.15–5.21)	29
	Manipulación de las muestras (5.22–5.26)	31
	Métodos de análisis (5.27–5.33)	32
6.	MODELOS BIOCINÉTICOS PARA DOSIMETRÍA INTERNA	34
	Introducción (6.1–6.6)	34
	Modelos para diferentes vías de incorporación (6.7–6.22)	36
	Actividad sistémica (6.23–6.25)	42
	Excreción (6.26–6.29)	47
	Coeficientes de dosis (6.28–6.29)	47
	Evaluaciones específicas del lugar de trabajo (6.30–6.31)	48

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

7.	INTERPRETACIÓN DE LAS MEDICIONES	49
	Introducción (7.1–7.4)	49
	Ejemplo de evaluación de dosis para una incorporación de ¹³¹ I (7.5–7.17)	51
	Incertidumbres en las evaluaciones de dosis (7.18–7.23)	55
	Coeficientes de dosis y concentraciones derivadas en aire (7.24)	57
8.	INFORMES Y MANTENIMIENTO DE LOS REGISTROS DE DOSIS	57
	Consideraciones generales (8.1–8.2)	57
	Mantenimiento de los registros de la vigilancia radiológica individual (8.3–8.4)	57
	Mantenimiento de los registros de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo (8.5–8.6)	58
	Presentación de informes a la dirección (8.7–8.8)	59
9.	GARANTIA DE CALIDAD	59
	Introducción (9.1)	59
	Ejecución y dirección (9.2–9.12)	60
	Evaluación del funcionamiento (9.13–9.17)	62
	Contratación de un servicio de vigilancia radiológica (9.18)	63
	APÉNDICE I: CRITERIOS SUGERIDOS PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL	65
	APÉNDICE II: LÍMITES DE DETECCIÓN PARA LOS MÉTODOS DE MEDICIÓN	69
	REFERENCIAS	73
	ANEXO: DATOS BÁSICOS	77
	DEFINICIONES	85
	COLABORADORES EN LA REDACCION Y EXAMEN	89
	ORGANOS ASESORES PARA LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD	91

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. La exposición ocupacional debida a materiales radiactivos puede producirse como resultado de determinadas actividades desarrolladas por los seres humanos. Entre éstas se incluyen los trabajos relativos a las diferentes etapas del ciclo de combustible nuclear, el uso de fuentes radiactivas en medicina, investigación científica, agricultura e industria y las ocupaciones que implican la manipulación de materiales que contengan concentraciones elevadas de radionucleidos naturales. Para controlar esta exposición es necesario poder evaluar la magnitud de las dosis del caso.

1.2. En la publicación del OIEA sobre Nociones fundamentales de seguridad titulada “Protección radiológica y seguridad de los fuentes de radiación” [1], se presentan los objetivos, conceptos y principios de seguridad y protección radiológica. Los requisitos dirigidos a cumplir los objetivos y aplicar los principios especificados en las Nociones fundamentales de seguridad, incluidos los que protegen a los trabajadores expuestos a fuentes de radiación, se establecen en las Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación (comúnmente denominadas Normas básicas de seguridad o NBS), patrocinadas por el OIEA y otras cinco organizaciones internacionales [2].

1.3. Tres Guías de seguridad interrelacionadas, elaboradas conjuntamente por el OIEA y la Oficina Internacional de Trabajo (OIT), proporcionan orientación sobre la aplicación de los requisitos de las Normas básicas de seguridad con respecto a la exposición ocupacional. La Ref. [3] ofrece asesoramiento general sobre las condiciones de exposición para las que se deberían establecer programas de vigilancia radiológica a fin de evaluar las dosis de radiación provenientes de la radiación externa y de las incorporaciones de radionucleidos por los trabajadores. En la Ref. [4] pueden encontrarse orientaciones más específicas en relación con la evaluación de las dosis procedentes de fuentes de radiación externas y la presente Guía de seguridad trata sobre las incorporaciones de materiales radiactivos.

1.4. La Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) [5] también ha formulado recomendaciones relacionadas con la protección radiológica ocupacional. Se han tenido en cuenta éstas, así como otras recomendaciones más actuales de la CIPR [6], en la preparación de esta Guía de seguridad.

OBJETIVOS

1.5. El propósito de esta Guía de seguridad es proporcionar orientación a las autoridades reguladoras sobre la evaluación de las incorporaciones de material radiactivo debidas a la exposición ocupacional. Esta Guía también será útil para quienes se ocupan de la planificación, la dirección y la aplicación de programas de vigilancia radiológica ocupacional y para los participantes en el diseño del equipo que se emplea en la vigilancia radiológica de los lugares de trabajo y en la dosimetría interna.

ALCANCE

1.6. En esta Guía de seguridad se exponen las consideraciones fundamentales que se han de tener en cuenta en el control de las exposiciones internas en situaciones normales y accidentales, utilizando métodos directos e indirectos. También se trata la vigilancia de los niveles de radionucleidos en el entorno de trabajo como base para la evaluación de las incorporaciones. Se presentan, además, los modelos biocinéticos y dosimétricos necesarios para realizar estimaciones más específicas de las dosis individuales, los cuales podrán ser utilizados en el caso de producirse accidentes o incidentes o cuando las operaciones pudieran ocasionar dosis próximas a los límites reglamentarios permitidos.

1.7. Esta Guía de seguridad no incluye la exposición médica de los pacientes o del público, ni ofrece consejos específicos sobre la vigilancia radiológica de los trabajadores en las minas y en las instalaciones de tratamiento de minerales.

1.8. El OIEA ha publicado detalles técnicos y orientaciones sobre cómo evaluar la contaminación interna por métodos directos [7]. En futuras publicaciones del OIEA se proporcionarán orientaciones prácticas sobre el empleo de los métodos indirectos y la interpretación de las medidas desde el punto de vista de la cantidad de material radiactivo incorporado por el organismo y sobre las dosis de radiación asociadas.

ESTRUCTURA

1.9. En la Sección 2 se resumen las magnitudes dosimétricas básicas y operacionales derivadas, que se utilizan en protección radiológica y que están relacionadas con la evaluación de las dosis por incorporación de radionucleidos. En la Sección 3 se examinan los principios relativos al desarrollo de programas de vigilancia radiológica y la necesidad de establecer vigilancia individual o de zonas. La Sección 3 se ocupa de la selección de las personas y de la elección de métodos directos o indirectos para

evaluar la magnitud de cualquier contaminación interna en situaciones rutinarias y accidentales. En la Sección 4 se analizan los métodos que se han desarrollado para evaluar directamente el contenido de radionucleidos en el cuerpo u órgano/tejido mediante el recuento externo de emisiones de fotones provenientes del organismo. En la Sección 5 se analiza el uso de métodos indirectos para valorar el contenido de un radionucleido en el cuerpo o para investigar si se ha producido una incorporación a partir de las muestras físicas o biológicas. En la Sección 6 se resumen los modelos que sirven para describir el comportamiento de los radionucleidos en el cuerpo. En la Sección 7 se ilustra su aplicación en el cálculo de los niveles de radionucleidos en el cuerpo y por tanto de las dosis a partir de las medidas realizadas por métodos directos o indirectos. En la Sección 8 se exponen los requisitos para el mantenimiento de los registros y para las medidas de la vigilancia radiológica individual y de zonas. Finalmente, en la Sección 9 se ofrecen orientaciones sobre los procedimientos de garantía de calidad.

1.10. Dos apéndices y un anexo proporcionan información adicional. El Apéndice I ofrece criterios apropiados que indican si es necesario o no efectuar una vigilancia radiológica individual. El Apéndice II define los procedimientos desarrollados para el cálculo de los límites de detección de los métodos de medición. El anexo ofrece, a fin de facilitar la referencia, algunos datos básicos importantes para la evaluación de la exposición ocupacional debida a la incorporación de radionucleidos, es decir, presenta factores de ponderación de tejidos y coeficientes de dosis (dosis comprometidas por unidad de incorporación) y concentraciones derivadas en aire (CDA), para formas químicas seleccionadas de algunos radionucleidos frecuentes.

2. MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS

2.1. Las magnitudes adoptadas en las NBS para expresar las dosis ocasionadas por la incorporación de radionucleidos con fines de protección radiológica son la dosis efectiva E y la dosis equivalente H_T en el tejido u órgano T . Estas magnitudes se argumentan someramente en la Guía de seguridad correspondiente [3] y se definen expresamente en las NBS [2]. El proceso de mayor interés en la evaluación de las dosis internas es la incorporación, que se define aquí como la actividad de un radionucleido incorporado al organismo¹. El coeficiente de dosis (dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación) para el radionucleido j — por ingestión, $e(g)_{j,ing}$, o inhalación, $e(g)_{j,inh}$, según corresponda — es utilizado para determinar las dosis

¹ En las NBS, la incorporación se define como “el proceso de introducir los radionucleidos en el cuerpo por inhalación o ingestión o a través de la piel”. En esta Guía de seguridad, el término incorporación se usa tanto en este sentido descriptivo como en el más específico que se describe en el texto.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

efectivas comprometidas a partir de una incorporación estimada. En el caso de la exposición ocupacional, todas las personas expuestas son adultas y, por tanto, el período para el cual se valoran las dosis efectivas comprometidas es de 50 años, independientemente de la edad en el momento de la incorporación.

2.2. Las dosis internas no se pueden medir directamente; sólo pueden ser deducidas de cantidades medidas tales como la actividad contenida en el cuerpo, las tasas de excreción o las concentraciones de material radiactivo suspendido en el aire. En la Sección 7 aparece una representación de la evaluación de las dosis a partir de estas mediciones.

2.3. En situaciones de exposición debida a un solo radionucleido por inhalación o ingestión sin exposición externa, el límite de la incorporación $I_{j,L}$ que corresponde al límite L aplicable de la dosis efectiva viene dado por:

$$I_{j,L} = \frac{L}{e(g)_j}$$

donde $e(g)_j$ es el valor de la dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación. Cuando hay exposición debida a diferentes radionucleidos y/o exposición externa, será necesario calcular la dosis efectiva total. En las NBS [2] y en la Ref. [3] se presentan los requisitos y las orientaciones para evaluar la dosis en estas circunstancias.

2.4. Los valores de las dosis efectivas comprometidas por unidad de incorporación por ingestión e inhalación para exposiciones ocupacionales aparecen en el Cuadro II–III de las NBS [2] (excepto para los radionucleidos descendientes del radón y del torón). En el Cuadro A–I del anexo de esta Guía de seguridad se presentan valores para los radionucleidos seleccionados.

2.5. Los límites de incorporación y de exposición para los descendientes del radón y del torón se dan en el Cuadro II–I de las NBS [2] y se resumen en la Guía de seguridad adjunta [3].

2.6. La fracción de la actividad incorporada que permanece en el cuerpo (para los métodos directos) o que es excretada del mismo (para los métodos indirectos) en el tiempo t después de una incorporación, puede designarse como $m(t)$ [8, 9]. Esta fracción depende del radionucleido, de su forma química y física y de la vía de incorporación, así como también de t . Para calcular la incorporación con el fin de evaluar las dosis, es necesario dividir el contenido medido en el cuerpo o la tasa de excreción por el valor apropiado de $m(t)$ (véase la Sección 7). La dosis comprometida

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

puede ser severamente subestimada si el coeficiente de dosis $e(g)_j$ se aplica directamente al contenido medido en el cuerpo y no a la incorporación deducida.

2.7. El potencial de la inhalación de radionucleidos debería evaluarse, cuando sea necesario, midiendo los niveles de actividad presentes en las muestras de aire. La concentración derivada en aire (CDA, expresada en Bq/m³) se define como la concentración de la actividad suspendida en el aire que daría por resultado la incorporación continua durante un año por un trabajador expuesto, $I_{j,inh,L}$ (considerando que son 2000 horas laborables). Para una tasa de inhalación normal de 1,2 m³/h, la CDA vendría dada por:

$$CDA = \frac{I_{j,inh,L}}{2000 \times 1,2}$$

2.8. Por ejemplo, para la inhalación, por un trabajador, de ¹³⁷Cs como aerosol con un DAMA (diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad) de 5 μm, $e(g)_{j,inh}$ es $6,7 \times 10^{-9}$ Sv/Bq. Si se supone que L es el límite de dosis ocupacional de 20 mSv/a (0,02 Sv/a) [3], entonces:

$$I_{j,inh,L} = \frac{0,02}{6,7 \times 10^{-9}} = 3 \times 10^6 \text{ Bq}$$

y

$$CDA = \frac{3 \times 10^6}{2000 \times 1,2} = 1,3 \times 10^3 \text{ Bq/m}^3$$

En la práctica, la CDA se aproximaría a 1×10^3 Bq/m³. El Cuadro A-2 del anexo proporciona valores que sirven de ejemplo sobre las CDA.

2.9. La concentración medida de la actividad en aire, expresada como fracción de la CDA, se puede multiplicar por el tiempo de exposición en horas para obtener una estimación de la incorporación expresada en CDA·h. Por definición, 2000 CDA·h corresponden a una incorporación de $I_{j,inh,L}$.

3. PROGRAMA DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA

OBJETIVO GENERAL

3.1. El objetivo general de los programas de vigilancia radiológica operacional es la evaluación de las condiciones del lugar de trabajo y de las exposiciones individuales.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

La evaluación de las dosis a los trabajadores expuestos de forma rutinaria o potencial a través de la incorporación de material radiactivo, constituye una parte integrante de cualquier programa de protección radiológica y ayuda a garantizar unas condiciones radiológicas satisfactorias y un nivel de seguridad aceptable en el lugar de trabajo.

3.2. Las medidas para cumplir los requisitos generales de protección radiológica de los trabajadores se describen en la Guía de seguridad relativa a la aplicación de los principios de protección radiológica ocupacional [3]. Los aspectos específicos de la vigilancia radiológica vinculados a la exposición debida a la incorporación de material radiactivo se describen a continuación.

EVALUACIÓN DE LA DOSIS INDIVIDUAL

3.3. Los métodos típicos de vigilancia radiológica individual para las incorporaciones son: la medida de la actividad del cuerpo entero, la medida de la actividad de los órganos (tales como el tiroides o el pulmón) y el análisis de muestras de excretas. También se lleva a cabo el muestreo de la zona de respiración con muestreadores de aire individuales.

3.4. En muchos casos que implican exposiciones a radionucleidos, es necesario efectuar la vigilancia radiológica del lugar de trabajo. Se pueden introducir procedimientos de vigilancia para demostrar la existencia de condiciones de trabajo satisfactorias o en casos donde la vigilancia radiológica individual no puede proporcionar una protección adecuada al trabajador. La vigilancia radiológica del lugar de trabajo también puede resultar apropiada cuando los niveles de contaminación son bajos, por ejemplo, en un laboratorio de investigación que utilice pequeñas cantidades de trazadores radiactivos.

3.5. La vigilancia radiológica para la estimación de las dosis debidas a la incorporación de radionucleidos puede incluir una o más de las siguientes técnicas:

- (a) Mediciones secuenciales de radionucleidos en el cuerpo entero o en órganos específicos;
- (b) Mediciones de radionucleidos en muestras biológicas, tales como excretas o aliento; y
- (c) Mediciones de radionucleidos en muestras físicas, tales como filtros de aire fijos o individuales de muestreadores de aire y frotis de superficies.

Se pueden efectuar mediciones para calcular la incorporación de un radionucleido que, cuando se multiplican por el coeficiente de dosis apropiado, permiten estimar la

dosis efectiva comprometida. En las NBS [2] se proporcionan coeficientes de dosis para una amplia gama de radionucleidos y en el Cuadro A–I del anexo se muestran dichos coeficientes para algunos radionucleidos seleccionados. En algunos casos, los resultados de las mediciones directas se pueden utilizar para calcular las tasas de dosis en el cuerpo entero o en órganos individuales.

Necesidad de la vigilancia radiológica

3.6. La designación de ciertas áreas como zonas controladas o supervisadas y la necesidad de efectuar la vigilancia radiológica individual, se determinarán después de conocer las condiciones existentes en el lugar de trabajo y el potencial de exposición del trabajador. En general, la decisión de inscribir a un trabajador en un programa de vigilancia radiológica de exposición interna, debería basarse en la probabilidad de que dicha persona pudiera incorporar material radiactivo en cantidad superior a un nivel predeterminado. En la Guía de seguridad correspondiente [3] se ofrecen orientaciones sobre la designación de las zonas supervisadas y controladas. De utilizarse procedimientos operacionales para evitar o reducir la posibilidad de que se produzca una incorporación, será necesario establecer una zona controlada [3].

3.7. La necesidad de realizar una vigilancia radiológica individual o de zonas para la exposición interna dependerá de la cantidad de material radiactivo presente y del radionucleido o los radionucleidos involucrados, de la forma química y física del material radiactivo, del tipo de contención usada, de las operaciones ejecutadas y de las condiciones generales de trabajo. Por ejemplo, los trabajadores que manipulan fuentes selladas o fuentes no selladas en contenedores fiables, quizás deben ser controlados para establecer la exposición externa, pero no necesariamente para la exposición interna. Y a la inversa, los trabajadores que manipulan radionucleidos tales como tritio, ^{125}I o ^{239}Pu pueden requerir el control de la exposición interna, pero no así el de la externa.

3.8. Puede ser difícil determinar cuando es necesario vigilar la incorporación de material radiactivo de un trabajador. Este tipo de control debería aplicarse rutinariamente sólo a los trabajadores que estén ubicados en áreas designadas como zonas controladas específicamente en relación con el control de la contaminación y en las que haya razones para esperar que se produzcan incorporaciones significativas. Si la experiencia ha demostrado que es poco probable que las dosis efectivas comprometidas por la incorporación anual de radionucleidos debido a la exposición ocupacional excedan de 1 mSv, entonces puede resultar innecesario el control individual, pero no así la vigilancia radiológica del lugar de trabajo.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.9. Entre los ejemplos de situaciones en que la experiencia ha demostrado que es necesario realizar de forma rutinaria la vigilancia radiológica individual para la exposición interna se incluyen los siguientes:

- a) Manipulación de grandes volúmenes de materiales volátiles o gaseosos, por ejemplo, tritio y sus compuestos, en procesos de producción a gran escala, en reactores de agua pesada y en la industria dedicada a la fabricación de determinados aparatos luminiscentes;
- b) Procesamiento de plutonio y de otros elementos transuránicos;
- c) Minería, tratamiento y procesamiento de minerales de torio, y utilización del torio y sus compuestos (que puede ocasionar exposición interna debido tanto al polvo radiactivo como al torón (^{220}Rn) y su progenie);
- d) Minería, tratamiento y refinado de minerales con alto contenido de uranio;
- e) Procesamiento de uranio natural y ligeramente enriquecido y fabricación de combustible para reactores;
- f) Producción de isótopos radiactivos en grandes cantidades;
- g) Trabajo en minas y otros lugares de trabajo en que los niveles de radón exceden de un determinado nivel de acción;
- h) Manipulación de grandes cantidades de radiofármacos, tales como ^{131}I para terapia;
- i) Mantenimiento de reactores, que puede conducir a la exposición debida a los productos de fisión y activación.

3.10. La vigilancia radiológica individual puede no ser factible para algunos radionucleidos a causa del tipo de radiación emitida y de la sensibilidad de detección de los métodos de control, por lo que debe confiarse en estos casos en la vigilancia radiológica del lugar de trabajo. A la inversa, para algunos otros radionucleidos, tales como el tritio, la vigilancia radiológica individual puede ser más sensible que la del lugar de trabajo.

3.11. Para las nuevas operaciones se debería considerar el control individual, pues es probable que resulte necesario. A medida que se acumula experiencia en el lugar de trabajo, se debería analizar la necesidad de efectuar la vigilancia radiológica individual rutinariamente. La vigilancia radiológica del lugar de trabajo puede resultar suficiente para los objetivos de protección radiológica.

3.12. En el Apéndice I se proporcionan algunas orientaciones y ejemplos de los criterios para determinar si es necesario o no efectuar una vigilancia radiológica individual.

Diseño de un programa de vigilancia radiológica rutinario

3.13. La vigilancia radiológica rutinaria de la contaminación interna se lleva a cabo sobre la base de un programa establecido para trabajadores seleccionados. El control de la exposición interna presenta varias limitaciones que deberían tenerse en cuenta al diseñar un programa de vigilancia radiológica adecuado.

3.14. Primero, la vigilancia radiológica no mide directamente las dosis efectivas comprometidas individuales. Se necesitan modelos biocinéticos para relacionar el nivel de actividad en una muestra de excreta con aquel presente en el cuerpo en el momento en que se tomó ésta, con el fin de vincular el contenido de actividad en el cuerpo al tomar la muestra con la incorporación original, y para calcular las dosis efectivas comprometidas a partir de la incorporación estimada.

3.15. Segundo, las medidas pueden ser interferidas por otros radionucleidos presentes en el organismo, tales como el ^{40}K que está presente de forma natural, el ^{137}Cs procedente de la precipitación radiactiva, el uranio que se encuentra de forma natural en algunos componentes de la dieta o los radiofármacos administrados con fines terapéuticos o de diagnóstico. Por tanto, conviene establecer el contenido de radionucleidos naturales y artificiales en el organismo producto de incorporaciones anteriores. Esto es en extremo importante cuando las incorporaciones no ocupacionales son elevadas, por ejemplo, en áreas donde hay minas, en las que la exposición interna está por encima de la media debido al radón. Todos los trabajadores deberían ser objeto de mediciones de bioensayo previas al inicio de su trabajo con materiales radiactivos, para determinar un nivel de “fondo”.

3.16. Los radiofármacos pueden interferir con las medidas de bioensayo durante algún tiempo después de su administración, según las propiedades del agente administrado y de los radionucleidos presentes en el lugar de trabajo. Se debería solicitar a los trabajadores que informen a sus supervisores sobre cualquier administración de radiofármacos, de modo que resulte posible determinar si es posible o no realizar un control adecuado de la exposición interna.

3.17. Tercero, los resultados de un programa de vigilancia radiológica individual para calcular las incorporaciones crónicas pudieran depender del momento en el que se realiza la vigilancia radiológica. Para ciertos radionucleidos con una componente muy rápida de eliminación por excreción, puede haber una diferencia importante entre las medidas realizadas antes y después del fin de semana. Estos casos deberían revisarse uno a uno si es posible que exista una exposición crónica [8–10]. Además, para los nucleidos de vida media efectiva larga, la cantidad presente en el cuerpo y la excretada dependen, e incluso aumentarán, con el número de años a los que el

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

trabajador haya estado expuesto. En general, la actividad incorporada en años anteriores y retenida debería ser considerada como parte del fondo del año en curso.

3.18. Finalmente, los métodos analíticos utilizados en la vigilancia radiológica individual algunas veces no tienen suficiente sensibilidad para detectar los niveles de actividad de interés (véase el Apéndice II). Si no es factible realizar la vigilancia radiológica individual, entonces se debería emplear un sistema de control del lugar de trabajo y personal para determinar, hasta donde sea posible, las cantidades de radionucleidos que pueden haber sido asimiladas por un trabajador. Se pueden utilizar muestreadores de aire estáticos o personales (PAS), para determinar la concentración de material radiactivo suspendido en el aire, la cual puede combinarse con supuestos tipo o específicos de la zona sobre la forma fisicoquímica del material, con la tasa de respiración y con el tiempo de exposición del trabajador, para la estimación de la incorporación por inhalación. Igualmente, se puede emplear el control de la contaminación superficial para indicar el potencial de incorporación o la necesidad de realizar una vigilancia radiológica de zona más detallada, pero los modelos para calcular la incorporación por contaminación de la superficie son especialmente inciertos.

3.19. La exposición al radón es de particular interés en minas subterráneas, en edificios construidos con materiales que contengan niveles importantes de radio y en oficinas, fábricas y otros locales que posean niveles elevados de uranio en el suelo y en edificios donde se procesen grandes cantidades de agua subterránea. En 1993, la CIPR dictó una serie de recomendaciones para la protección contra el ^{222}Rn en el hogar y en el trabajo [11]. La Colección Seguridad N° 26 [12] se refiere a la protección radiológica en la extracción y el tratamiento de minerales radiactivos.

Métodos de medición

3.20. Las incorporaciones de radionucleidos se pueden determinar con métodos directos o indirectos. La medición directa de fotones gamma o de rayos X (incluida la radiación de frenado o “bremsstrahlung”) emitidos por radionucleidos depositados internamente, con frecuencia se denomina medición de la actividad corporal, medición del cuerpo entero o recuento de la radiactividad corporal. Los métodos indirectos consisten en mediciones de la actividad en muestras que pueden ser biológicas (por ejemplo excretas) o físicas (por ejemplo filtros de aire). Cada método tiene sus ventajas y desventajas y la selección de uno u otro depende principalmente de la naturaleza de la radiación que se va a medir. Los métodos directos sólo son útiles en el caso de los radionucleidos emisores de fotones con energía y en cantidad suficiente para escapar del cuerpo y ser medidos por un detector externo. Muchos productos de la fisión y la activación entran dentro de esta categoría. Los radionucleidos

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

incorporados que no emiten fotones energéticos (por ejemplo ^3H , ^{14}C , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{239}Pu), por lo general sólo pueden ser medidos con métodos indirectos. Sin embargo, algunos emisores beta, especialmente los que tienen energías elevadas como ^{32}P o $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, se pueden medir algunas veces “directamente” a través de la radiación de frenado producida. Esta medición de la radiación de frenado no se utiliza con frecuencia para realizar el control de rutina a causa de su actividad mínima detectable relativamente elevada (véase el Apéndice II).

3.21. Las mediciones directas, donde resulta posible efectuarlas, presentan la ventaja de proporcionar una estimación conveniente y rápida de la actividad total del cuerpo o de una parte definida de éste en el mismo momento de la medición; cuando es suficientemente sensible, por ejemplo en el caso del ^{131}I y el ^{137}Cs , es preferible efectuar una medición directa del contenido del cuerpo u órgano. Las mediciones del cuerpo entero y de órganos individuales dependen menos de los modelos biocinéticos que las indirectas, pero muestran grandes incertidumbres de calibración, en particular para emisores de fotones de baja energía. Las mediciones directas pueden requerir la separación del trabajador de la tarea que implica su exposición a la radiación, durante el período en que se determinan las características de retención, y generalmente es preciso disponer de instalaciones blindadas (y por tanto costosas) y equipos de medición especiales.

3.22. Las mediciones directas son útiles para determinar cuantitativa y cualitativamente los radionucleidos presentes en una mezcla que puede haber sido inhalada, ingerida o inyectada. Además, estas mediciones pueden ayudar a identificar la forma en que se produjo la incorporación, al determinar la distribución de la actividad en el cuerpo [13, 14]. Las mediciones secuenciales, donde es posible realizarlas, pueden manifestar la redistribución de la actividad y dar información sobre la retención total del cuerpo y sobre el comportamiento biocinético de los radionucleidos presentes en el mismo.

3.23. Las mediciones indirectas por lo general interfieren menos con las tareas de los trabajadores, pero para poder realizarlas es necesario tener acceso a un laboratorio analítico radioquímico; además este laboratorio también podría ser utilizado para medir muestras ambientales, pero las mediciones de alto nivel de actividad (por ejemplo, química del agua del reactor) y de bajo nivel de actividad (por ejemplo, los bioensayos o las muestras ambientales), es recomendable que sean realizadas en laboratorios separados. Las mediciones de las excretas determinan la tasa de pérdida de materiales radiactivos contenidos en el cuerpo por una vía específica y tienen que guardar relación con la incorporación y el contenido corporal a través de un modelo biocinético. Debido a la capacidad de los análisis radioquímicos para detectar bajos niveles de actividad, las mediciones de las excretas generalmente detectan de forma sensible la actividad en el cuerpo.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.24. Las mediciones de muestras de aire pueden ser difíciles de interpretar, porque establecen la concentración de radionucleidos en el aire en la posición en que se encuentra el muestreador y no necesariamente en la zona de inhalación del trabajador. Sin embargo, un muestreador personal de aire (PAS) colocado en la solapa del traje del trabajador o en el casco protector, puede reunir una muestra representativa de la concentración de actividad en el aire que ha inhalado, excepto en aquellos casos en los que la muestra está compuesta sólo por algunas partículas. Las mediciones de la concentración de aire, combinadas con hipótesis acerca de las proporciones y volúmenes de inhalación y el tiempo de exposición medido, pueden ser utilizadas para calcular la incorporación. Sin embargo, el uso de los PAS sólo permite calcular la incorporación y no se pueden emplear para mejorar la evaluación de las dosis sobre la base de características de retención individuales. Además, las mediciones PAS no se pueden repetir si se pierden o resulta sospechoso un resultado analítico. Sin embargo, pueden proporcionar estimaciones de la incorporación de radionucleidos tales como ^{14}C (en forma de partículas), ^{239}Pu , ^{232}Th y ^{235}U , para los que los métodos directos y otros indirectos para la evaluación de la actividad corporal no son suficientemente sensibles. Este método de control depende para su interpretación de los coeficientes de dosis y de las concentraciones derivadas en aire (CDA), que se definen en la Sección 2 y se examinan luego en la Sección 7. Los coeficientes de dosis y las CDA para varias formas químicas de radionucleidos seleccionados aparecen en los Cuadros A-I y A-II.

3.25. El tamaño de las partículas influye en el depósito de las que han sido inhaladas en el tracto respiratorio, y de ahí que se requiera información acerca de la distribución de su tamaño para interpretar de forma correcta los resultados de los ensayos biológicos y evaluar así las dosis ocasionadas. En muchas situaciones la distribución del tamaño de las partículas suspendidas en el aire debería determinarse utilizando impactadores en cascada u otros métodos. Como mínimo, las mediciones de las muestras de aire deberían incluir la valoración de la concentración de la fracción de partículas suspendidas en el aire que pueden ser inhaladas. Algunos modelos al interpretar los resultados del PAS discriminan las partículas no respirables [15]. En general, cuanta más información específica se posea sobre el material y el lugar, mejor será la evaluación de las dosis.

3.26. Los métodos de medición tienen límites de detección debido a la presencia de materiales radiactivos de origen natural, a fluctuaciones estadísticas en las tasas de recuento y a factores relacionados con la preparación y el análisis de la muestra. En el Apéndice II se describen los conceptos de actividad mínima significativa (AMS) y de actividad mínima detectable (AMD), que se usan para caracterizar los límites de detección de cualquier método de medición.

Frecuencia de la vigilancia radiológica

3.27. Como se plantea en el párr. I.35 (Apéndice I) de las NBS [2]: “La naturaleza, frecuencia y precisión de la vigilancia radiológica individual deberán determinarse atendiendo a la magnitud y las posibles fluctuaciones de los niveles de exposición, así como a la probabilidad y magnitud de las exposiciones potenciales.” A fin de determinar la frecuencia y el tipo de vigilancia radiológica individual adecuadas, debería caracterizarse el lugar de trabajo. También deberían ser conocidos, si fuera posible, los radionucleidos en uso y sus formas químicas y físicas. Asimismo se debería considerar la probabilidad de que estas formas puedan cambiar en situaciones accidentales (por ejemplo, la liberación a la atmósfera de hexafluoruro de uranio produce HF y fluoruro de uranilo). La forma física y química (por ejemplo, tamaño de las partículas) del material, determinan su comportamiento en la incorporación y su subsecuente biocinética en el cuerpo humano. Ésta a su vez determina las tasas y vías de excreción y, por tanto, el tipo de muestras de excretas y la frecuencia de recogida.

3.28. Algo que es necesario tener en cuenta al fijar un cronograma de muestreo para bioensayos, es que sea mínima la incertidumbre en la estimación de la incorporación debida al desconocimiento del momento en que se produjo durante el período de control. La CIPR [8, 9] recomienda que se escojan los períodos de control de modo que suponiendo que se haya producido una incorporación en el punto medio del período, ésta no sea subestimada en un factor superior a tres.

3.29. Otro aspecto que se debe tener presente al programar la vigilancia radiológica a la que ha de someterse un trabajador, ya sea por métodos directos o indirectos, es garantizar que no se “pierda” ninguna incorporación por encima de un nivel predefinido [16]. Se podría obviar una incorporación si, como resultado de la desintegración radiactiva y de la eliminación biológica, el contenido corporal o la excreción diaria del radionucleido disminuyese a un nivel por debajo de la actividad mínima significativa (AMS) de la medición, durante el intervalo de tiempo entre la incorporación y dicha medición (véase el Apéndice II para más detalles). La fracción de una incorporación que queda en el cuerpo para ser medida en forma directa o en la excreta para su valoración indirecta, $m(t)$, depende del período de semidesintegración física y de la biocinética del radionucleido y está en función del tiempo transcurrido desde la incorporación. Así, podría ser pasada por alto una incorporación I y la consiguiente dosis efectiva comprometida $E(50)$, si $I \times m(t)$ es menor que la AMS. La frecuencia de la vigilancia radiológica debería establecerse de modo que no se dejen de tener en cuenta las incorporaciones correspondientes a más del 5% del límite de dosis anual.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.30. La frecuencia de la vigilancia radiológica dependerá en gran medida de la sensibilidad de la técnica de medición empleada. Aunque es conveniente que las técnicas de medición sean lo más sensibles posible, los costos que implica el uso de técnicas de medición de sensibilidad más elevada y el intervalo de muestreo más corto posible deberían sopesarse con el detrimento de la radiación asociado a las dosis, que pudiera subestimarse o no considerarse en caso de utilizarse métodos menos sensibles o mediciones menos frecuentes.

3.31. De todos modos, el método de bioensayo y la frecuencia de mediciones adoptada deberían ser capaces de detectar la incorporación que tenga como resultado una fracción especificada del límite de dosis. Algunas veces no se puede alcanzar este objetivo debido a la falta de sensibilidad analítica, tiempos de recuento prolongados para medidas directas, o intervalos de muestreo inaceptablemente cortos para la recogida de excretas, en particular en el caso del muestreo fecal destinado a controlar la inhalación de partículas insolubles. En tales situaciones, deberían emplearse métodos suplementarios para garantizar una adecuada protección del trabajador, por ejemplo, la vigilancia mejorada del lugar de trabajo y el muestreo del aire inhalado.

Niveles de referencia

3.32. Los niveles de referencia son útiles para dirigir las operaciones. Se expresan en función de cantidades medidas o de otras cantidades con las que se pueden comparar éstas y de excederse, deberían adoptarse determinadas acciones o decisiones. En la Guía de seguridad correspondiente se describen los diversos tipos de niveles de referencia [3]. En relación con las incorporaciones de radionucleidos, los niveles de referencia por lo general se basan en las dosis efectivas comprometidas $E(50)$. La fracción apropiada del límite de dosis correspondiente a cada tipo de nivel de referencia (véase a continuación) debería establecerse teniendo en cuenta otras fuentes de exposición. Los niveles de investigación y de registro son pertinentes para la vigilancia radiológica de la contaminación interna en caso de exposiciones ocupacionales.

Nivel de investigación

3.33. Un nivel de investigación es “el valor de una magnitud tal como la dosis efectiva, la incorporación o la contaminación por unidad de área o de volumen, al alcanzarse o rebasarse el cual debería realizarse una investigación” [2]. Para las incorporaciones de radionucleidos, el nivel de investigación se relaciona con un valor

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

de la dosis efectiva comprometida por encima del cual se considera que el resultado de la vigilancia radiológica por su importancia justifica una investigación adicional. El nivel de investigación establecido por la dirección dependerá de los objetivos del programa y del tipo de investigación que se va a llevar a cabo.

3.34. En una vigilancia radiológica rutinaria, el nivel de investigación para la incorporación de un radionucleido está relacionado con el tipo y frecuencia del muestreo, así como también con el nivel esperado y la variabilidad de la incorporación. El valor numérico del nivel de investigación depende de que se conozcan las condiciones del lugar de trabajo. Se puede establecer un nivel de investigación para las personas involucradas en una operación particular, por rutina o en forma ocasional, o se puede crear para las personas dentro de un lugar de trabajo sin hacer referencia a ninguna operación concreta.

3.35. Por ejemplo, en una operación con una vigilancia radiológica rutinaria, se puede fijar un nivel de investigación IL sobre la base de una dosis efectiva comprometida de 5 mSv (0,005 Sv) por las incorporaciones de un año. Así, para N períodos de control por año, el nivel de investigación (en Bq) para la incorporación de cualquier radionucleido j , en cualquier período de control debería venir dado por:

$$IL_j = \frac{0,005}{N e(g)_j}$$

donde $e(g)_j$ es el coeficiente de dosis apropiado para la inhalación o la ingestión.

Nivel de registro

3.36. Un nivel de registro se define como “un nivel de dosis, de exposición o de incorporación prescrito por la autoridad reguladora, cuando este nivel se alcance o se supere, los valores de la dosis, exposición o incorporación recibida por los trabajadores han de anotarse en su registro de exposición individual” [2]. Por ejemplo, el nivel de registro NR para la incorporación de un radionucleido podría fijarse de forma que corresponda a una dosis efectiva comprometida de 1 mSv (0,001 Sv) por la incorporación de un año. Así, para N períodos de control por año, el nivel de registro de incorporación del radionucleido j en un período de control estaría dado por:

$$RL_j = \frac{0,001}{N e(g)_j}$$

Niveles derivados

3.37. Las magnitudes realmente medidas en programas individuales de bioensayo son actividades de radionucleidos presentes en muestras del cuerpo o en excretas y por tanto es conveniente establecer niveles de referencia para los propios resultados de la medición. Se denominan niveles de investigación derivados (DIL) y niveles de registro derivados (DRL). Éstos son resultado de mediciones que implican incorporaciones de radionucleidos o dosis efectivas comprometidas en los niveles de referencia correspondientes. Los niveles de registro e investigación derivados se calculan por separado para cada radionucleido. Son específicos para la forma radioquímica en el lugar de trabajo, y están en función del tiempo transcurrido desde la incorporación. Para los ejemplos dados anteriormente:

$$\text{DIL}_j = \frac{0,005}{N e(g)_j} \times m(t_0)$$

donde t_0 es el tiempo típico transcurrido desde la incorporación hasta la toma de la muestra para el bioensayo y generalmente se calcula como $365/2N$ días, suponiendo que la incorporación se produce en el punto medio del período de control y que:

$$\text{DRL}_j = \frac{0,001}{N e(g)_j} \times m(t_0)$$

Aún cuando la dosis resultante esté por debajo de la asociada al nivel de registro, siempre se deberían actualizar los resultados de la medición en los registros de vigilancia radiológica individual y de los lugares de trabajo [17] (véase también la Sección 8). Si el trabajador está expuesto a radiación externa o a múltiples radionucleidos, la dirección puede decidir que se reduzcan en forma adecuada los niveles derivados para radionucleidos individuales.

Uso de datos sobre materiales e individuos específicos

3.38. La CIPR ha publicado modelos biocinéticos con valores paramétricos de referencia para la mayoría de los radionucleidos en las formas en que comúnmente se les encuentra (véase la Sección 6). Estos modelos están basados en el Individuo de Referencia [18] y el comportamiento seguido por los radionucleidos en seres humanos y en animales. Se han desarrollado radionucleidos con formas químicas definidas y por lo general se utilizan con fines de planificación. Como se mencionó antes, es necesario caracterizar las condiciones particulares del lugar de trabajo para determinar qué formas están presentes. Es probable que, en algunas circunstancias, las

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

formas físicas o químicas de los radionucleidos en uso en un lugar de trabajo determinado no se correspondan con los modelos biocinéticos de referencia. En este caso, será necesario elaborar modelos para materiales específicos.

3.39. Si las incorporaciones son pequeñas, por ejemplo, si corresponden a un pequeño porcentaje del límite de dosis, es probable que los modelos de referencia sean adecuados para calcular las dosis resultantes. Sin embargo, si la estimación de una incorporación corresponde a aproximadamente un cuarto o más del límite de dosis, será necesario elaborar modelos biocinéticos con parámetros específicos para el (los) material(es) y persona(s) en cuestión, con el fin de calcular de forma más exacta la dosis efectiva comprometida. El análisis de las muestras de la contaminación del aire y las superficies en el lugar de trabajo también puede intervenir en la interpretación de las mediciones del bioensayo, por ejemplo, midiendo la relación del ^{241}Am con el $^{239+240}\text{Pu}$, cuando se usa la medición directa del ^{241}Am en el pulmón, para valorar las incorporaciones de plutonio o la solubilidad de las partículas inhaladas [13, 14].

3.40. Un ejemplo común de la necesidad de disponer de información específica sobre un material se observa cuando el tamaño de las partículas que un trabajador podría inhalar difiere significativamente del supuesto de 5 μm DAMA recomendada por la CIPR como valor por defecto para el lugar de trabajo [19]. En este caso, las fracciones de materiales radiactivos inhalados que se depositan en diversas regiones de las vías respiratorias tendrían que determinarse a partir del modelo de las vías respiratorias de la CIPR (véase la Sección 6) [19] y calcularse un coeficiente de dosis apropiado. También se puede requerir información más específica sobre las características de solubilidad del material después de la inhalación o ingestión según convenga. Esta se puede obtener de los estudios experimentales hechos en animales o de estudios de solubilidad realizados *in vitro*. Quizás sea difícil determinar de forma retrospectiva las características de la partícula después de una exposición, por lo que se debería tratar de obtener información sobre el material específico al poner en práctica programas de vigilancia radiológica para los trabajadores.

3.41. Aunque todos los supuestos de los modelos biocinéticos de referencia sean apropiados para un lugar de trabajo concreto, aún existirán diferencias entre las personas en cuanto a tasas de excreción y otros parámetros biocinéticos para la misma incorporación de un radionucleido. La variabilidad entre las personas, incluso en la tasa de excreción diaria para la misma persona, a menudo tendrá más importancia que las diferencias entre un modelo biocinético de referencia y otro elaborado específicamente para un individuo determinado. Para reducir parte de esta variabilidad, los períodos de recogida de muestras de excretas deberían ser suficientemente largos, por ejemplo, 24 horas para la orina y 72 horas para las heces. En circunstancias habituales debería ser esporádica la utilización de parámetros individuales específicos en los modelos.

Vigilancia radiológica relacionada con una tarea

3.42. La vigilancia radiológica relacionada con una tarea no es habitual por definición, es decir no se programa con regularidad. Este tipo de vigilancia radiológica se realiza con el fin de ofrecer información sobre una operación determinada y proporcionar, de ser necesaria, una base para la toma de decisiones en la ejecución de la operación. Esto es sumamente útil cuando se llevan a cabo procedimientos a corto plazo en condiciones que serían poco satisfactorias para su mantenimiento a largo plazo. La vigilancia radiológica relacionada con una tarea por lo general se lleva a cabo de la misma forma que la de rutina, a menos que las circunstancias de operación indiquen otra cosa, por ejemplo, los radionucleidos son diferentes o es mucho mayor la probabilidad o magnitud potencial de una exposición interna.

Vigilancia radiológica especial

3.43. La vigilancia radiológica especial puede ser necesaria ante la sospecha o la certeza de una exposición, o un incidente poco usual, tal como la pérdida de contención de materiales radiactivos indicada por una muestra de aire o de la superficie, o después de un accidente. Con frecuencia la exige el resultado de una medición de bioensayo de rutina que supera el nivel de investigación derivado. También puede ser inducida por muestras ocasionales, como secreciones nasales, enjuagues u otros controles.

3.44. La vigilancia radiológica especial motivada por un incidente por lo general no se realiza de forma diferente a una vigilancia rutinaria desde el punto de vista de las técnicas de medición, aunque puede que se requiera una mayor sensibilidad o un tiempo de procesamiento más corto. Se recomienda informar al laboratorio de que el análisis de la muestra o la medición directa tienen prioridad sobre las mediciones de rutina y que se puede alterar la frecuencia del control posterior. Es conveniente informar también al laboratorio de que las muestras pueden tener un nivel de actividad mayor que el normal, para poder adaptar la técnica de medición a la situación de vigilancia radiológica especial y adoptar cualquier precaución necesaria para evitar la contaminación de otras muestras.

EVALUACIÓN POSTERIOR A ACCIDENTES O INCIDENTES

3.45. Habrá situaciones que supongan la utilización de material radiactivo en las cuales no se respeten los controles operacionales. Los accidentes o incidentes pueden causar emisiones de materiales radiactivos en el entorno de trabajo con posibilidad de altas dosis para el personal.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.46. Después de producirse un accidente, las consecuencias radiológicas se pueden complicar por traumas u otros efectos en la salud de los trabajadores. El tratamiento médico de las afecciones, especialmente las que constituyen una amenaza potencial para la vida, por lo general es prioritario en relación con las operaciones radiológicas, incluida la evaluación de la exposición. En estos casos, la evaluación de la exposición después de un accidente se debería realizar cuando la situación esté bajo control.

3.47. Una vez iniciada la evaluación de la exposición interna, conviene recopilar tanta información como sea posible. Por ejemplo, se requerirá información sobre la hora y la naturaleza del incidente y los radionucleidos presentes, así como sobre el momento en que se recogieron las muestras para el bioensayo y se realizaron las mediciones de la actividad del cuerpo. Esta información puede ser necesaria no sólo para evaluar la exposición, sino también como ayuda en el diagnóstico médico, para orientar sobre el tratamiento médico de la víctima (que puede incluir terapia por quemaduras o la excisión de la herida) y colaborar más tarde en la reconstrucción del accidente o incidente y en el seguimiento médico a largo plazo de la víctima [20, 21].

3.48. Puesto que la incorporación asociada a accidentes o incidentes puede ocasionar dosis efectivas comprometidas que se acerquen o superen los límites de dosis, normalmente se requiere disponer de datos específicos de las personas y del material para evaluar la exposición. Estos datos incluyen información sobre la forma física y química de los radionucleidos, sobre el tamaño de las partículas, las concentraciones suspendidas en el aire, los niveles de contaminación de las superficies, las características de retención de la persona afectada, las secreciones nasales, los frotis de la cara y otros niveles de contaminación de la piel, así como sobre los resultados de la dosimetría externa. Los diversos aspectos de los datos a menudo parecerán incompatibles o contradictorios, particularmente si el período de incorporación es incierto. Sólo se puede hacer una evaluación adecuada de las dosis después de considerar todos los datos, resolver las fuentes de inconsistencia hasta donde sea posible, y determinar los peores escenarios posibles para la exposición y la magnitud de cualquier incorporación.

Métodos directos e indirectos

3.49. El primer factor a la hora de decidir entre métodos directos e indirectos para la vigilancia de la exposición interna después de ocurrido un accidente o un incidente, estará determinado por las características radiológicas de los radionucleidos presentes. Si la víctima se contamina externamente con radionucleidos emisores de

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

rayos gamma, hay que retrasar las mediciones directas hasta que no se haya descontaminado a la víctima, no sólo para evitar una interferencia con la medición, sino también para impedir que se contamine el medio de medición directa [22, 23]. En ocasiones, la urgencia de la evaluación puede impedir una completa descontaminación; en ese caso la persona puede ser envuelta con una sábana limpia para minimizar la contaminación de la instalación. El resultado de esta medición inicial directa establecería un límite superior para el contenido del cuerpo, pero se requerirían más mediciones posteriores a la descontaminación [24]. La contaminación externa con emisores de rayos alfa o beta puros normalmente no interfiere con las mediciones directas, a menos que se produzca radiación de frenado por emisor(es) beta. La contaminación externa no interferirá con los métodos indirectos, con tal que se evite transferir la contaminación a las muestras de excretas. En raras ocasiones, la incorporación puede ser tan alta que se requiera el empleo de técnicas especiales para efectuar las mediciones directas o indirectas y así evitar interferir en la respuesta del equipo, por ejemplo, ocasionando un excesivo tiempo muerto electrónico [22, 23].

3.50. Después de un accidente o incidente, debería efectuarse un análisis de muestras de orina y heces para verificar la incorporación del material radiactivo. Sin embargo, los resultados de estos análisis con frecuencia son difíciles de interpretar, debido a las posibles múltiples vías de incorporación y a la imprecisión en el conocimiento de la cantidad de radionucleido que se transfiere a la sangre desde los puntos de incorporación. Las mediciones de las muestras de excretas por lo general no son útiles para evaluar la incorporación inmediatamente después de un accidente o incidente a causa del tiempo que transcurre entre la incorporación y la excreción, sobre todo en el caso de la excreción fecal. Además, puede resultar difícil interpretar los componentes de la excreción urinaria temprana pues no están plenamente definidos en algunos modelos biocinéticos. No obstante, se debería recoger toda la excreta después de un accidente o incidente; la detección temprana de materiales radiactivos en una muestra de orina puede proporcionar información útil sobre la solubilidad del material radiactivo involucrado y sobre el potencial para su tratamiento efectivo. El análisis de las excretas puede ser el único método fiable para valorar la incorporación en caso de que grandes cantidades de contaminación externa interfieran con las mediciones directas.

3.51. Considerando el principio general de dar preferencia a procedimientos no invasivos, las pruebas como los análisis de sangre por lo general se justificarán sólo en situaciones accidentales en las que pueda haberse producido una gran incorporación. El análisis de sangre puede aportar datos sobre la solubilidad y la biocinética del material de que se trate, pero por lo general tiene un valor limitado en la evaluación cuantitativa de la incorporación debido a la rapidez con que la mayoría de los radionucleidos se transfieren a otros tejidos.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.52. Se recomienda analizar las muestras procedentes del lugar de trabajo, tales como restos de contaminación de superficies y filtros de aire, para determinar los radionucleidos presentes, las proporciones de los isótopos y sus características fisicoquímicas.

Controles de seguimiento

3.53. Los programas de control de seguimiento, tanto directos como indirectos, deberían efectuarse en intervalos racionales durante un período prolongado después de un accidente o incidente. La información obtenida ayudará a establecer los periodos biológicos de los radionucleidos en los tejidos corporales y sus tasas de excreción, lo que a su vez puede ayudar a mejorar la precisión de la evaluación de dosis.

Cronograma para la toma de muestras

3.54. Después de un accidente o incidente, es recomendable recoger muestras de excretas para realizar una vigilancia indirecta en tanto no se pueda hacer una estimación racional del patrón temporal de excreción. Si se va a realizar una terapia de descorporación, tal como la administración de agentes quelantes [20], conviene continuar la recogida de muestras para determinar la efectividad del tratamiento. Una vez que se hayan estabilizado los patrones de excreción, las muestras individuales recogidas a lo largo de un día se pueden reunir en muestras de 24 horas y tomarse alícuotas apropiadas para el análisis.

3.55. Si fuera posible realizar mediciones directas, éstas deberían continuarse en intervalos regulares siempre que las condiciones médicas del individuo así lo permitan. La frecuencia en la realización de las medidas directas vendrá determinada por las tasas de eliminación biológica y de desintegración de los materiales radiactivos depositados internamente. Las mediciones directas secuenciales de regiones del cuerpo u órganos específicos también pueden ayudar a determinar la biocinética de la actividad. Por ejemplo, mediciones secuenciales de ^{241}Am inhalado pueden poner de manifiesto su eliminación biológica del pulmón y su translocación a los huesos y el hígado [25]. Si se producen depósitos de algunas formas insolubles de materiales radiactivos en cortes o heridas, el control de seguimiento puede revelar su acumulación en nódulos linfáticos regionales como consecuencia del flujo de la linfa, con una lenta eliminación desde estas localizaciones [26, 27].

4. MÉTODOS DIRECTOS

INTRODUCCIÓN

4.1. Las evaluaciones más precisas de la dosis interna pueden llevarse a cabo cuando la distribución y el contenido corporal total de un radionucleido incorporado se pueden determinar de forma fiable realizando un recuento de las emisiones corporales, in vivo. No obstante, todavía pueden ser necesarias la elaboración de modelos biocinéticos de la retención y de modelos biofísicos del depósito de energía, para calcular la incorporación y las dosis efectivas comprometidas, de ahí que los métodos directos también puedan depender de la interpretación de las tasas de excreción, las cuales varían a menudo marcadamente, con el tiempo y entre los individuos.

4.2. La medición directa es posible cuando los radionucleidos incorporados emiten radiaciones penetrantes (normalmente rayos X o fotones gamma, incluida la radiación de frenado o “bremsstrahlung”), de energía y rendimiento suficientes como para ser detectadas fuera del cuerpo (Apéndice II). La Ref. [7] ofrece una descripción detallada de los métodos comúnmente utilizados en la medición directa. En la mayoría de las técnicas de recuento in vivo, los detectores de fotones se colocan en posiciones específicas alrededor del cuerpo, a menudo con el detector parcialmente blindado y/o sujeto, para reducir la interferencia procedente de fuentes ambientales externas.

DISTRIBUCIONES GEOMÉTRICAS DE MEDICIÓN

4.3. Se han desarrollado diversas disposiciones físicas de los detectores con fines específicos. Para los radionucleidos que están distribuidos a lo largo del cuerpo, el recuento del cuerpo entero o de una gran parte de él, ofrece la mayor sensibilidad. Este tipo de recuento se lleva a cabo mediante una distribución estática con uno o más detectores, o por exploración, moviendo al sujeto con respecto a los detectores estáticos o moviendo los detectores alrededor de un sujeto estático. Las distribuciones estáticas comprenden normalmente una serie de detectores distribuidos a lo largo de la persona tumbada o de pie, o un solo detector dirigido hacia el centro de la persona dispuesta en una silla inclinada o de marco curvo. Algunos ejemplos de las distribuciones para el recuento aparecen en la Fig. 1.

4.4. Para los radionucleidos que se concentran al menos temporalmente en órganos o tejidos específicos del cuerpo, se recomienda efectuar el control por zonas específicas. Un ejemplo es el yodo radiactivo, que es captado por el tiroides y las partículas radiactivas inhaladas que se retienen en los pulmones. También se

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

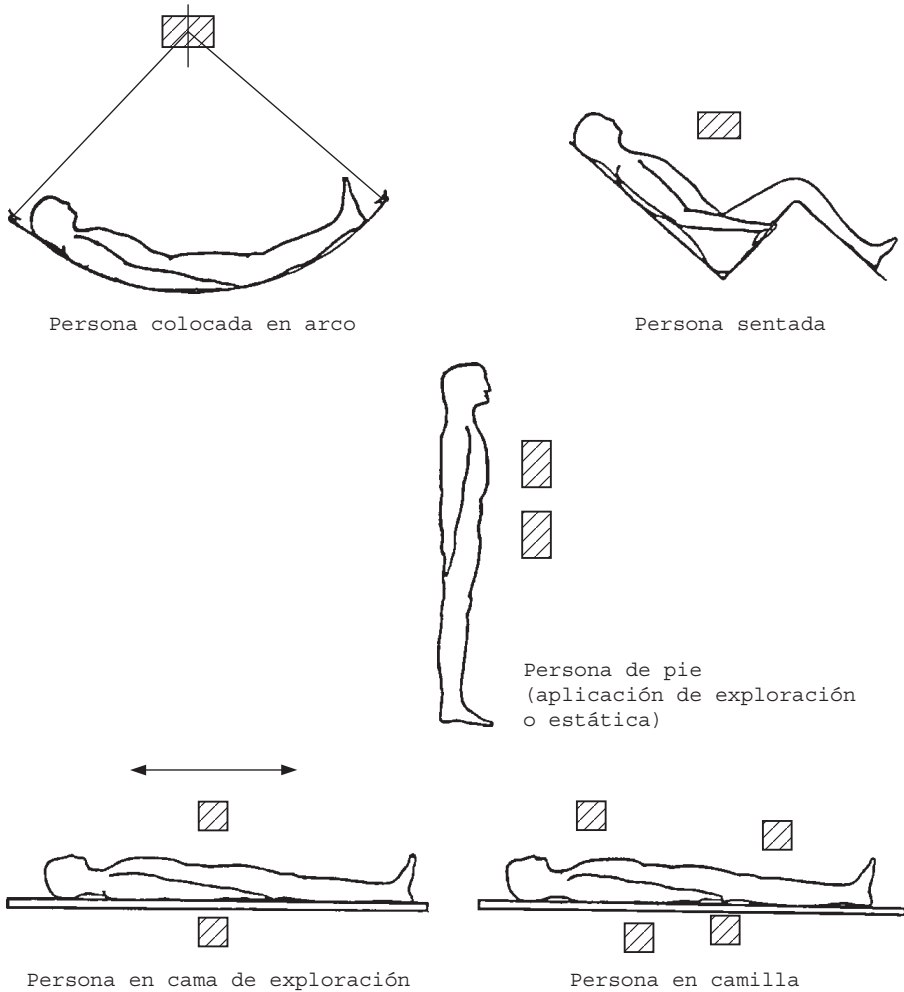


FIG. 1. Algunas distribuciones aplicadas en la vigilancia radiológica del cuerpo entero.

recomienda efectuar el recuento localizado cuando la incorporación se produce a través de una herida o cuando hay otras razones para determinar la distribución de los radionucleidos dentro del cuerpo.

4.5. En todos los casos el método debería comparar la señal medida en el individuo con la obtenida en las mismas condiciones de un maniquí antropomórfico u otro sustituto, que contenga cantidades conocidas del radionucleido en cuestión. La distribución del radionucleido en el maniquí de calibración debería reproducir, lo más

posible, la prevista en el ser humano, aunque algunas técnicas de medición son más sensibles que otras a esta distribución. Es poco probable que el recuento del cuerpo entero no pueda detectar completamente una cantidad importante de actividad localizada, pero tal vez no proporcione una estimación precisa de la cantidad o información correcta sobre su distribución espacial.

MÉTODOS DE DETECCIÓN

4.6. Se utilizan diversos sistemas de detección con diferentes propósitos. Es común el uso de cristales inorgánicos de materiales con elevado número atómico, por lo general yoduro de sodio activado por talio, NaI(Tl), para detectar fotones energéticos (por encima de los 100 keV), tales como los emitidos por muchos productos de fisión y de activación. Los centelleos producidos por la interacción del cristal con fotones de alta energía se detectan con tubos fotomultiplicadores; éstos generan impulsos electrónicos que se procesan para producir un espectro que refleja el de la radiación absorbida por el cristal. Este tipo de sistema de medición es más apropiado para aquellos casos en los que el número de radionucleidos es pequeño; la resolución en energía es limitada, de modo que incluso las técnicas de desconvolución pueden ser incapaces de determinar los radionucleidos que dan origen a un espectro complejo, tal como el producido por una mezcla fresca de productos de fisión. Sin embargo, en muchas circunstancias este sistema proporciona el método más sensible para cuantificar el contenido de elementos radiactivos en el cuerpo.

4.7. Los detectores semiconductores tienen importantes ventajas en cuanto a la resolución en energía y también permiten realizar una identificación casi desprovista de ambigüedades de los radionucleidos en una mezcla, pero tienen el inconveniente de que necesitan ser enfriados a la temperatura del nitrógeno líquido. Los detectores de germanio de gran pureza (HPGe) pueden tolerar ciclos a temperatura ambiente pero necesitan ser enfriados durante la operación. Además, muchos detectores semiconductores sólo están disponibles en tamaños bastante pequeños, de modo que su sensibilidad disminuye con respecto a los cristales inorgánicos y a otros mecanismos emisores de luz. Se han normalizado series compactas de tres a seis detectores para medir la contaminación en órganos específicos, como los pulmones.

4.8. Los fotones de baja energía, como son los emitidos por el ^{239}Pu (13–20 keV) y por el ^{241}Am (60 keV), pueden detectarse con cristales delgados de NaI(Tl) que tienen una eficiencia de detección parecida a la de los cristales más gruesos pero mucho menos fondo. La adición de un segundo cristal como protector, generalmente de CsI(Tl), en anticoincidencia, mejora la sensibilidad de detección al eliminar la contribución de los fotones de alta energía. Este dispositivo, que comúnmente se conoce

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

como detector phoswich (phosphor sandwich, “emparedado de fósforo”), puede reducir el límite de detección para estos fotones en más que un orden de magnitud. Las series de detectores HPGe se emplean cada vez más para detectar fotones de baja energía, debido a su alta resolución y bajo fondo. Para contar fotones de baja energía (utilizando, por ejemplo, detectores phoswich o HPGe) se debe tener en cuenta el grosor del tejido de recubrimiento para determinar la eficiencia de la detección.

4.9. Se ha incrementado la disponibilidad de detectores semiconductores en miniatura, en particular los que emplean telurio de cadmio (CdTe) y funcionan a temperatura ambiente. Los detectores CdTe proporcionan gran sensibilidad para la detección de fotones de baja energía. Su pequeño tamaño (unos 10 mm de diámetro y 2 mm de espesor) hace que resulten ideales para controlar heridas localizadas. Presentan además las ventajas adicionales de que no hay necesidad de confinar al trabajador en un recinto blindado y de que es posible evaluar rápidamente el éxito de un procedimiento de excisión quirúrgica. Sin embargo, estos detectores de pequeño tamaño no son apropiados para identificar y cuantificar los radionucleidos por espectrometría.

4.10. Al diseñar una instalación avanzada de control in vivo, por lo general sería recomendable la instalación de diversos sistemas de detección, apropiados para los diferentes radionucleidos específicos que probablemente serán de interés.

PROCEDIMIENTOS DE MEDICIÓN

4.11. Los individuos sobre los que se van a efectuar mediciones directas, deberían estar libres de contaminación superficial externa y vestir ropa limpia, preferentemente de papel desechable. Deberían despojarse de accesorios tales como joyas, relojes y gafas. Estas precauciones ayudan a evitar que se produzcan falsas identificaciones de actividad interna, y además impiden la transferencia de la contaminación al equipo de medición. Las personas deberían, siempre que sea posible, mantenerse en una posición de recuento definida, para garantizar la reproducción de mediciones en serie y para mejorar la comparación con los resultados de la calibración. En algunos casos la persona necesitará mantenerse inmóvil durante períodos de hasta una hora para obtener una medición con una precisión satisfactoria. Se debería proporcionar algún medio de comunicación a las personas ubicadas en recintos blindados, en especial cuando se precisan tiempos prolongados para realizar la medición.

4.12. Los recuentos de fondo proporcionados por el detector, normalmente se atribuyen a cuatro fuentes:

- a) Radiación del fondo ambiental procedente de fuentes naturales, como los rayos cósmicos o el radón y sus productos de desintegración;

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- b) Radiación de fondo de la actividad en el blindaje y en otros equipos;
- c) Radiación de la radiactividad natural en el individuo; y
- d) Radiación dispersada hacia el detector por las interacciones de la radiación ambiental con el individuo.

Para los sistemas de recuento basados en contadores de centelleo (detectores de cristales de NaI(Tl) o phoswich), se recomienda determinar el recuento de fondo del sistema detector usando un maniquí apropiado, lo más parecido al individuo que se va a controlar y que esté colocado en la posición fijada para realizar la medición. Para el recuento de cuerpo entero, los recuentos de fondo efectuados utilizando sujetos no contaminados del mismo sexo, estatura y peso, mejorarán los resultados. Sin embargo, no será posible obtener una igualdad completa, ya que es imposible el control de factores tales como el contenido de ^{40}K ; por tanto los mejores resultados pueden obtenerse de grupos de control emparejados o de mediciones de la persona específica realizadas con anterioridad al comienzo del trabajo. Las mediciones de fondo en el contador deberían efectuarse lo más cerca posible, en tiempo, a la medición de radiactividad del sujeto, lo mejor justo antes y después. Cuando se utilizan detectores semiconductores, no es necesario el recuento del fondo con maniqués coincidentes.

4.13. Los requisitos de garantía de calidad se examinan en la Sección 9.

5. MÉTODOS INDIRECTOS

INTRODUCCIÓN

5.1. El control indirecto se basa en la determinación de la concentración de la actividad en materiales biológicos separados del cuerpo — generalmente orina, heces, aliento o sangre — o en muestras físicas obtenidas en el entorno de trabajo, como muestras de aire o de contaminación de las superficies.

5.2. Los métodos indirectos son más apropiados para aquellos radionucleidos, como el tritio, que no emiten una radiación penetrante. Para algunos otros radionucleidos, como los que emiten sólo fotones de baja energía, la insensibilidad y las incertidumbres en cuanto a la medición directa pueden ser tales que un método indirecto puede proporcionar una valoración más fiable de la incorporación, a pesar de depender de la interpretación de las mediciones a través de modelos biocinéticos de procesos que pueden variar con el tiempo y entre las personas. En otros casos, los métodos indirectos pueden resultar más fáciles de aplicar que la medición directa, además de ser suficientemente precisos.

MUESTRAS BIOLÓGICAS

5.3. Las muestras biológicas empleadas con mayor frecuencia para estimar las incorporaciones son las de orina y heces, pero en casos especiales se utilizan el aliento, la sangre u otras. Por ejemplo, el análisis de la actividad en las secreciones o frotis nasales proporcionan una rápida valoración de las identidades y niveles relativos de los radionucleidos en una mezcla inhalada. Sin embargo, en este caso la relación entre la concentración de la actividad en la muestra y la incorporación es tan incierta que tales datos pueden ofrecer sólo una indicación aproximada de la magnitud de dicha incorporación.

5.4. La elección de la muestra para el análisis no sólo dependerá de la principal vía de excreción, según se determina a partir de la forma fisicoquímica de la incorporación y el modelo biocinético para los elementos del caso, sino también de factores tales como la facilidad de recogida, de análisis y de interpretación. Las muestras de orina se obtienen y analizan con facilidad y por lo general proporcionan información sobre la incorporación de los radionucleidos en formas químicas que se transfieren fácilmente a la sangre. La incorporación de material insoluble a menudo sólo se puede valorar en forma fiable a partir de las muestras fecales.

Orina

5.5. Después de que los radionucleidos se han incorporado a la sangre y al sistema circulatorio, su eliminación del cuerpo por lo general se producirá a través de la orina. La orina contiene desechos y otros compuestos, incluida agua, extraídos de la sangre por los riñones, y almacenados durante varias horas en la vejiga antes de ser evacuada. Debido a esta mezcla en la vejiga, deberían ser interpretados con cautela los niveles de radionucleidos medidos en las muestras de orina obtenidas poco después de una incorporación aguda. Conviene vaciar la vejiga poco después de la incorporación y obtener muestras posteriores. Todas las muestras deberían ser analizadas.

5.6. Pasados los primeros días, las muestras de orina de 24 horas proporcionan por lo general la mejor base para la valoración de la incorporación. En casos en los que no se hayan obtenido muestras de 24 horas, la excreción total puede calcularse a partir de la medición de la creatinina. En la vigilancia rutinaria para radionucleidos que tengan componentes de excreción rápida, se debería tener en cuenta el día en que se tomaron las muestras, pues pueden existir diferencias importantes entre las muestras recogidas antes e incluso después de transcurridos cortos períodos exentos de exposición.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

5.7. Para incorporaciones de agua tritiada, la concentración de tritio en la orina es la misma que en el agua que hay en el cuerpo y puede ser utilizada para valorar el contenido en el cuerpo y la tasa de dosis, sin hacer referencia a un modelo de excreción.

Heces

5.8. Las muestras fecales contienen agua, restos celulares de la pared del tracto gastrointestinal, productos de desecho no absorbidos y transportados a través del tracto gastrointestinal, inclusive materiales insolubles procedentes del pulmón, y productos metabólicos eliminados del hígado con la bilis. La masa y composición del vaciado fecal individual pueden variar mucho y dependen en gran medida de la dieta. Por esto, las valoraciones fiables de las proporciones de excreción de materiales radiactivos en las heces por lo general sólo se basan en muestras totales obtenidas a lo largo de 3–4 días. Las muestras únicas en la mayoría de los casos sólo se deberían utilizar con fines de revisión.

5.9. Las mediciones realizadas tras unas vacaciones permiten diferenciar entre la fracción de radionucleidos inhalados que se eliminan rápidamente a través del tracto gastrointestinal y la eliminación más lenta de la actividad sistémica y de depósitos prolongados de formas insolubles de radionucleidos en el pulmón. Por esto, cuando se realiza la vigilancia radiológica de los trabajadores expuestos de manera crónica a los radionucleidos de largo período, se deberían recoger muestras fecales después de las vacaciones (como mínimo diez días de ausencia al trabajo) y antes que el trabajador regrese al entorno de trabajo.

Aliento

5.10. La respiración es una vía importante de excreción únicamente para aquellos pocos materiales que se exhalan directamente o se metabolizan en gases o líquidos volátiles. Sin embargo, en estos casos, las muestras del aliento pueden proporcionar una vía adecuada para la medición de la actividad de las excretas, libre de la mayor parte de las otras fuentes de contaminación radiactiva. Para el radón y el torón producidos en el cuerpo por la incorporación de ^{226}Ra y ^{228}Ra , se dispone de modelos que han sido utilizados para evaluar las dosis [28].

Sangre

5.11. Las muestras de sangre suministran la fuente más directa para el cálculo de los radionucleidos presentes en la circulación sistémica; pero rara vez se utilizan durante el proceso de muestreo, debido a restricciones médicas. Con sólo algunas excepciones (por ejemplo HTO, ^{59}Fe y ^{51}Cr en eritrocitos marcados), las muestras de sangre

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

proporcionan información muy limitada sobre la actividad sistémica total después de producirse una incorporación, a causa de la rápida eliminación de la corriente sanguínea y el depósito en los tejidos.

Secreciones nasales

5.12. Las secreciones nasales no se deberían utilizar para valorar la incorporación, pero pueden ser muy útiles en la vigilancia radiológica de tareas específicas o en la vigilancia radiológica especial, para indicar la necesidad de efectuar nuevos análisis y muestreos adicionales, en especial cuando la exposición puede ser resultado de los actínidos. También se pueden emplear para identificar los componentes en una mezcla de radionucleidos.

Muestras de tejido

5.13. Para depósitos de radionucleidos de alta radiotoxicidad localizados en una herida (por ejemplo, elementos transuránicos), generalmente es aconsejable, bajo supervisión médica, eliminar la contaminación poco después de la incorporación. El análisis radioquímico por métodos destructivos y/o no destructivos del tejido extirpado puede proporcionar información sobre los radionucleidos y sus concentraciones relativas, ayudar a valorar su paso a la sangre, y determinar el curso de nuevas acciones.

5.14. Otras muestras biológicas, como el cabello y los dientes, pueden utilizarse para valorar la incorporación aunque, en general, no se pueden emplear para evaluar las dosis de forma cuantitativa. Las muestras de tejido tomadas en la autopsia también se pueden utilizar en la estimación del contenido de radionucleidos en el cuerpo.

MUESTRAS FÍSICAS

5.15. Las muestras físicas están constituidas por muestras de aire, frots y raspado de superficies y otros materiales del entorno de trabajo que pueden ser utilizados para identificar la forma fisicoquímica de los contaminantes radiactivos. La evaluación de las incorporaciones sobre la base de la actividad en muestras físicas es muy incierta a causa de la gran variabilidad en las condiciones del lugar de trabajo y el potencial de incorporación de los individuos. Además, la evaluación por lo general tiene que basarse en una sola muestra del paso inicial en el proceso de exposición, la cual no puede ser repetida. No obstante, para los radionucleidos que no emiten radiaciones muy penetrantes y que sólo se encuentran en concentraciones bajas en las excretas, tales como algunos actínidos inhalados, la interpretación de tales muestras físicas

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

puede proporcionar una base para realizar la evaluación. Estas muestras también pueden servir como indicadores de la necesidad de efectuar un control individual adicional.

Muestras de aire

5.16. Las muestras de aire pueden obtenerse del entorno atmosférico por medio de muestreadores fijos, o de las zonas en las que respiran los trabajadores con muestreadores individuales de aire (PAS). Para los compuestos que se dispersan fácilmente en el aire, como los vapores y gases radiactivos (por ejemplo $^{14}\text{CO}_2$ y agua tritiada), las muestras de los colectores estáticos pueden proporcionar una representación razonable del material radiactivo inhalado, especialmente en habitaciones pequeñas. Sin embargo, para otras fuentes tales como las partículas resuspendidas, las muestras pueden conducir a estimaciones erróneas de la actividad del material inhalado en un orden de magnitud o más, según las posiciones relativas de la fuente, del muestreador y del trabajador.

5.17. Las muestras más representativas se obtendrán de los PAS, que son sistemas autónomos que llevan consigo los trabajadores y que recogen muestras de la zona de respiración inmediata con un ritmo constante. Incluso estas muestras pueden llevar a sobrestimar o subestimar la incorporación, según el acierto de las hipótesis sobre el tamaño de las partículas y las tasas de respiración. Para reducir esta incertidumbre, algunos sistemas PAS impiden que las partículas de tamaño no respirable lleguen al filtro [15].

5.18. Ambas formas de muestreo se basan en la extracción del material radiactivo del aire a su paso por un medio de retención. Este medio será específico hasta cierto punto para el material que deberá ser recolectado. Por ejemplo, las partículas pueden ser retenidas en filtros de fibras, mientras que se emplean lechos de carbón activado para retener el gas radón y los vapores de yodo, y el agua tritiada puede recogerse en trampas de agua.

5.19. El análisis del tamaño de las partículas y la solubilidad de las muestras de material radiactivo aerotransportado pueden ayudar a elaborar modelos biocinéticos para la evaluación de las dosis (Sección 6). La comparación directa de las muestras de aire con valores de concentraciones derivadas en aire (Sección 2) puede ser utilizada como base para valorar las condiciones del lugar de trabajo y estimar las dosis.

Muestras de superficies

5.20. Como la elaboración de modelos de la transferencia de materiales radiactivos desde las superficies al organismo es muy incierta, las muestras de concentraciones

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

de radionucleidos en superficies se utilizan fundamentalmente para indicar el potencial de incorporaciones importantes y la necesidad de efectuar una vigilancia radiológica individual. Estas muestras pueden indicar también las cantidades relativas de varios radionucleidos en una mezcla y la presencia de cualquier radionucleido no detectado en una muestra biológica.

5.21. Las muestras de superficies generalmente se obtienen frotando una zona definida de la superficie con materiales tales como papeles de filtro o hisopos de algodón. Se utilizan estos materiales debido a su facilidad para recoger los posibles contaminantes desde la superficie y liberarlos según sea necesario para su análisis. Debería determinarse la eficiencia de la recogida para combinaciones concretas de superficies y materiales de limpieza, pero parece adecuado considerar que sea de un 10% para un hisopo húmedo en una superficie moderadamente porosa.

MANIPULACIÓN DE LAS MUESTRAS

5.22. Se debería tener especial cuidado al manipular muestras que van a ser utilizadas en la evaluación de la exposición interna; primero, para evitar la transferencia de la contaminación biológica o radiactiva durante la manipulación, y segundo, para garantizar un vínculo rastreable entre el resultado analítico y la muestra original, tal como exige el programa de garantía de calidad (véase la Sección 9).

5.23. Con respecto al posible riesgo de contaminación, deberían ser considerados los contaminantes biológicos y los radiactivos. Las muestras biológicas pueden contener agentes patógenos, como bacterias y virus. Estos agentes serán potencialmente activos en tanto la muestra completa no haya sido convertida en ceniza o esterilizada. Estas muestras deberían ser almacenadas a baja temperatura, preferiblemente congeladas, hasta su análisis. Este tratamiento también reducirá la degradación biológica no deseada de materiales tales como tritio ligado a orgánicos, para los cuales la estructura molecular es un factor importante en el análisis posterior. Otra manera de evitar la degradación es tratar la muestra con ácido.

5.24. Para facilitar el seguimiento, se debería mantener una cadena de vigilancia tal que en cada paso de la recogida, el transporte y el análisis de las muestras, se cree documentación que describa y verifique las transferencias que se han producido.

5.25. La orina, las heces y otras muestras biológicas no deberían ser recogidas en zonas contaminadas con materiales radiactivos, para garantizar que la actividad medida en la muestra sea representativa de la eliminación del cuerpo. La muestra debería ser marcada con claridad y se debería especificar la identidad del trabajador, la fecha y la hora de recogida de la misma.

5.26. Los responsables de adoptar decisiones sobre el tipo de análisis que deberá ser realizado a la muestra, deberían ser informados sobre las zonas en las que el trabajador puede haber estado expuesto, especialmente si es probable que la muestra presente altos niveles de actividad, como puede ocurrir en el caso de la vigilancia radiológica especial (Sección 3). También es importante que los profesionales responsables tengan conocimiento de la toma de cualquier medicamento o tratamiento que puedan interferir en el análisis de la muestra o en su interpretación.

MÉTODOS DE ANÁLISIS

5.27 El análisis de las muestras físicas o biológicas requiere la detección y cuantificación de las emisiones de radionucleidos presentes con instrumentos apropiados. En muchos casos, primero hay que separar a los radionucleidos de la matriz de la muestra para permitir una detección reproducible y sensible. En otros casos, las limitaciones de los detectores imposibilitan la discriminación entre radionucleidos que tienen emisiones parecidas (por ejemplo, algunos actínidos); en estos casos, las muestras tienen que ser objeto de separación química de los elementos (separación radioquímica), previa a la medición.

Detección

5.28. Los equipos que realizan evaluaciones radiométricas se pueden dividir en tres tipos: para medir partículas alfa, para partículas beta y para las emisiones de fotones.

5.29. Las partículas alfa pueden ser detectadas por diversas técnicas, cada una con sus ventajas y desventajas. El recuento más simple de la actividad alfa total puede realizarse mediante un detector ZnS o con un contador proporcional de flujo de gas. Estos métodos son eficientes pero no discriminan entre partículas alfa con energías diferentes y por tanto no pueden identificar o cuantificar radionucleidos individuales en una mezcla. Después de la separación radioquímica, los métodos de espectroscopia alfa mediante el uso de detectores semiconductores o cámaras de ionización con rejilla, pueden cuantificar los radionucleidos individuales si sus energías son lo suficientemente diferentes, pero por lo general necesitan tiempos de recuento prolongados para obtener la sensibilidad adecuada. Otros métodos, tales como la detección de trazas de partículas alfa, son aún más sensibles para aplicaciones especiales, pero pueden requerir un mes o más para realizar un análisis completo y quizás no sean adecuados para separar partículas alfa de energías diferentes.

5.30. Las partículas beta se detectan habitualmente mediante recuento por centelleo líquido, especialmente para emisores beta de baja energía. En algunos casos la

separación de dos o más emisores beta en una mezcla, por ejemplo, tritio ^3H y ^{32}P , puede lograrse colocando ventanas de energía en la respuesta del detector. La medición de la actividad beta total para emisores beta de alta energía depositados en planchetas o filtros puede obtenerse utilizando contadores Geiger–Müller de flujo gaseoso o detectores proporcionales.

5.31. Las emisiones de fotones de las muestras biológicas o físicas se detectan generalmente con detectores de centelleo por NaI(Tl) o con semiconductores como el Ge de alta pureza (véase la Sección 4). Se requiere disponer de métodos de recuento especiales para rayos X de muy baja energía, tales como los emitidos por algunos isótopos radiactivos de los elementos transuránicos.

5.32. También se dispone de técnicas no radiométricas. Por ejemplo, la fluorimetría de la radiación ultravioleta puede ser utilizada para analizar el uranio, independientemente del grado de enriquecimiento. Otras técnicas, como el análisis de trazas de productos de fisión, el de activación neutrónica y la espectrometría de masas con plasma acoplado por medios inductivos (ICP/MS), pueden ser utilizadas para medir radionucleidos específicos, pero son costosas y serán indispensables sólo en circunstancias especiales. El tiempo de medición para todos estos métodos dependerá de la actividad de la muestra, del equipo de medición empleado y de la precisión requerida (véase el Apéndice II).

Separación radioquímica

5.33. En muchos casos, los radionucleidos deberían separarse de la matriz de muestra o de los isótopos radiactivos de otros elementos antes de la medición, para poder cuantificar la actividad de manera fiable. Este proceso es en gran medida específico de los elementos que están siendo separados, pero por lo general incluye la preparación y preconcentración de muestras, la purificación, la preparación de la fuente y la determinación del rendimiento. En general, se pueden aplicar diversos procedimientos para aislar un radionucleido específico de las fuentes de interferencia y así mejorar su detección. Un elemento esencial del proceso es rastrear la recuperación del radionucleido a través de cada paso, de modo que el resultado final se pueda relacionar de modo fiable con la concentración en la muestra inicial. Deberían prepararse muestras inactivas adecuadas para la medición del fondo.

6. MODELOS BIOCINÉTICOS PARA LA DOSIMETRÍA INTERNA

INTRODUCCIÓN

6.1. La incorporación de los radionucleidos puede producirse a través de varias vías. En la exposición ocupacional, la principal vía de incorporación es la inhalación, aunque una fracción de cualquier material depositado en el sistema respiratorio se transferirá a la garganta y será ingerido, dando oportunidad a que se produzca su absorción en el tracto gastrointestinal. Puede producirse una incorporación por ingestión directa y algunos radionucleidos pueden ser absorbidos a través de la piel intacta. Daños en la piel, como cortes u otras heridas, también pueden dar lugar a la incorporación de radionucleidos (Fig. 2(a)).

6.2. La CIPR ha publicado recomendaciones sobre los métodos para la evaluación de la incorporación de radionucleidos y las dosis resultantes, tomando como base los datos de la vigilancia radiológica [8, 9]. Para los trabajadores ocupacionalmente expuestos, la CIPR ha desarrollado un juego de modelos que representan el comportamiento de los radionucleidos que se han incorporado al organismo por inhalación o ingestión. Estos modelos pueden aplicarse para ejercer el control reglamentario del lugar de trabajo.

6.3. Para otras vías de exposición, las incorporaciones probablemente sólo ocurren como resultado de accidentes cuya naturaleza exacta no se puede prever con facilidad. Casi no se han desarrollado modelos internacionalmente aceptados para la absorción de radionucleidos a través de la piel intacta o de heridas, aunque se ha publicado alguna información sobre este tema [26]. Una excepción la constituye el agua tritiada, que es fácilmente absorbida a través de la piel intacta. Puede suponerse en este caso que se produce una incorporación adicional de tritio, igual al 50% de la actividad de tritio inhalada, para la exposición ocupacional [29], que se regula estableciendo las CDA apropiadas. Así, un valor de referencia más útil para el agua tritiada en el aire sería de las dos terceras partes de la CDA que aparece en el Cuadro A-III.

6.4. En la Publicación 26, la CIPR [30] introdujo el uso de factores de ponderación de los tejidos w_T , para calcular la dosis equivalente efectiva comprometida a partir de las dosis equivalentes en tejidos individuales. Esto facilitó la expresión común de las dosis recibidas por la radiación externa, que son relativamente uniformes para todos los tejidos corporales, y la de las dosis por incorporación de radionucleidos, que pueden ser muy heterogéneas. La CIPR aplicó estas recomendaciones en diversas partes y complementos de su Publicación 30 [29, 31–33], en la que se describen los modelos biocinéticos utilizados para calcular las dosis equivalentes en órganos y tejidos, a

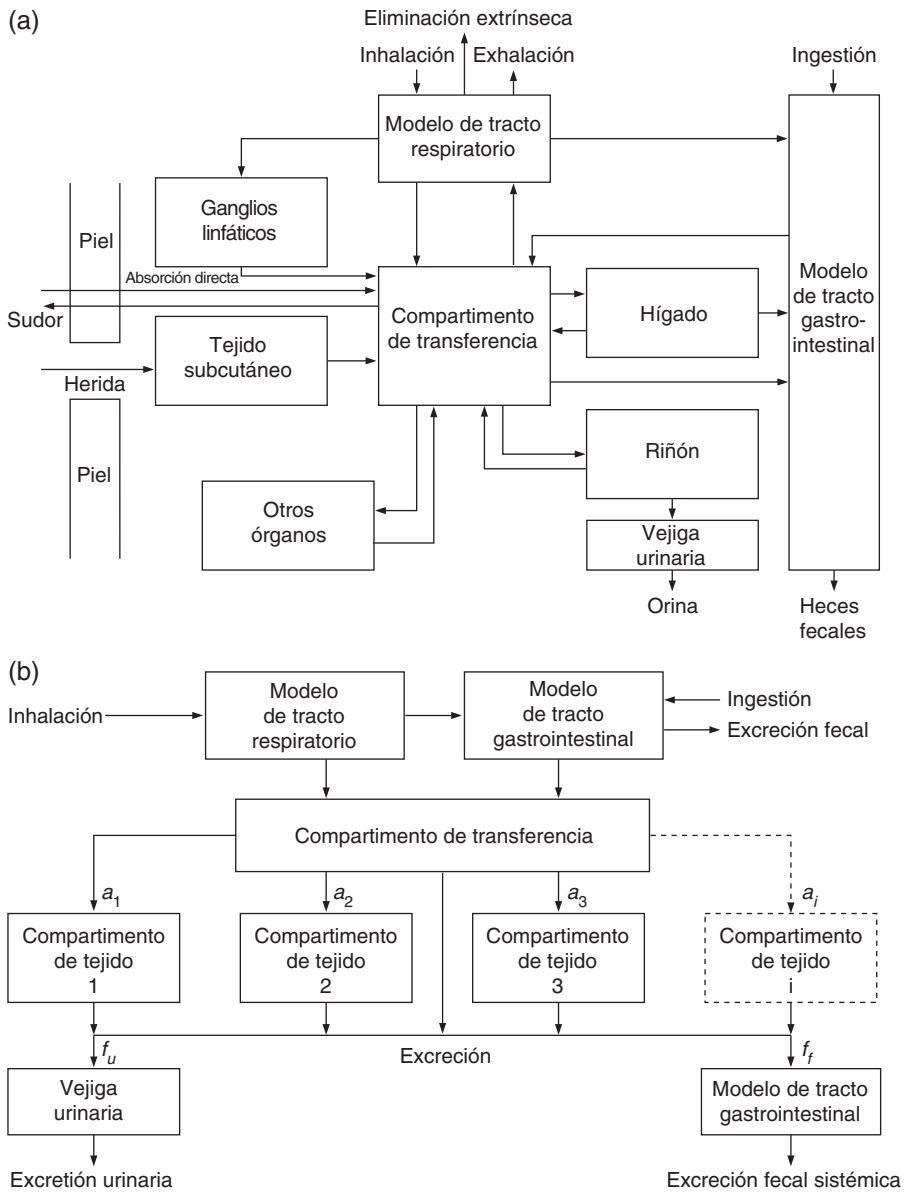


FIG. 2. (a) Vías de incorporación, transferencia y excreción (tomando como base la Ref. [8]); (b) modelo general utilizado para representar la cinética de los radionucleidos en los compartimentos del cuerpo (se señalan excepciones en los datos metabólicos para determinados elementos) (tomando como base las Refs. [8, 9]).

partir de la incorporación por inhalación e ingestión de un amplio número de radionucleidos en diferentes formas químicas. Sin embargo, los modelos presentados en la Publicación 30 no describen plenamente la biocinética de los radionucleidos dentro del cuerpo. Por lo general eran modelos de compartimentos, en los que la transferencia de material entre compartimentos está modelada por una cinética con ecuaciones de primer orden. La base de la estructura del modelo adoptado por la CIPR en la Publicación 30 se ilustra en la Fig. 2(b). Estos modelos fueron diseñados fundamentalmente para calcular, de forma prospectiva, las posibles dosis por incorporación de radionucleidos y para establecer límites de incorporación. No fueron proyectados para interpretar los datos de los bioensayos, aunque se utilizaron con este fin en la publicación 54 [8] y son adecuados para fines de protección cuando la incorporación de los radionucleidos es baja. Estos modelos están siendo reemplazados progresivamente por otros con una base fisiológica más desarrollada [9].

6.5. En las Normas básicas de seguridad [2] y en las Recomendaciones de la CIPR de 1990 [6], la aproximación para el cálculo de la dosis efectiva comprometida se basa en la utilizada para el cálculo de la dosis equivalente efectiva comprometida, aunque como resultado de la información mejorada sobre los efectos tardíos de la radiación en los tejidos del organismo, se han efectuado algunos cambios en los valores de los factores de ponderación de tejidos y ahora un mayor número de tejidos tiene factores de ponderación específicos (véase el Cuadro A-III).

6.6. Los modelos biocinéticos elaborados por la CIPR se utilizan en situaciones normales, por ejemplo, para evaluar las dosis a partir de las mediciones realizadas dentro de los programas rutinarios de vigilancia radiológica. La evaluación de las dosis en situaciones de accidente necesita información más específica acerca del tiempo y del patrón de incorporación, de la forma fisicoquímica de los radionucleidos y de las características de la persona (por ejemplo, masa corporal). Los datos específicos individuales sobre la biocinética de los radionucleidos pueden obtenerse mediante la vigilancia radiológica especial, es decir, por mediciones directas y repetidas de la actividad del cuerpo entero o de zonas específicas, así como por mediciones de las excretas.

MODELOS PARA DIFERENTES VÍAS DE INCORPORACIÓN

Inhalación

6.7. La CIPR [19] ha proporcionado detalles sobre un nuevo modelo del tracto respiratorio de los seres humanos con fines de protección radiológica; las principales características de este modelo se describen a continuación. Fue utilizado para calcular los coeficientes de dosis por inhalación que aparecen en las Normas básicas de

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

seguridad [2] y, como en el modelo anterior [29], el depósito y la eliminación se tratan por separado.

6.8. La principal diferencia en el enfoque es que mientras que el modelo de la publicación 30 de la CIPR calcula sólo las dosis medias para los pulmones, el nuevo modelo calcula las dosis para tejidos específicos del tracto respiratorio (TR) y tiene en cuenta sus diferentes radiosensibilidades. En el nuevo modelo, el tracto respiratorio TR está representado por cinco regiones (Fig. 3). Las vías respiratorias extratorácicas (ET) se dividen en tracto nasal anterior, ET_1 , y ET_2 , que consta del tracto nasal posterior y del tracto oral, de la faringe y de la laringe. Las regiones torácicas son: la bronquial (BB), bronquiolar (bb) y los intersticios alveolares (AI), que es la región de intercambio de gases. El tejido linfático está asociado con las vías respiratorias torácicas y extratorácicas respectivamente (LNET y LNTH). Los valores de referencia de las dimensiones y los factores de escala se especifican en el modelo.

6.9. El depósito de partículas inhaladas se calcula para cada región de las vías respiratorias, teniendo en cuenta la inhalación y la exhalación. Esto se modela en función del tamaño de las partículas, de los parámetros respiratorios y/o de la carga de trabajo y se supone que es independiente de la forma química. Los parámetros de depósito que dependen de la edad se dan por defecto para un grupo de tamaños de partículas desde 0,6 nm de diámetro termodinámico de la mediana de la actividad (DTAM) hasta 100 μm de diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad (DAMA). Se proporcionan parámetros de depósito por defecto para las personas ocupacionalmente expuestas, sobre la base de los intervalos de actividad media diaria. Los coeficientes de dosis por inhalación se dan en las NBS [2] para un DAMA de 5 μm , que ahora se considera el tamaño de partícula por defecto más apropiado para los radionucleidos en el lugar de trabajo [19]. También se proporcionan coeficientes de dosis para un DAMA de 1 μm , que es el valor por defecto usado en la Publicación 30 (véase el Cuadro II–III de las NBS). Un DAMA de 1 μm se utiliza como valor por defecto para los miembros del público (Cuadro II–VII de las NBS).

6.10. La eliminación del tracto respiratorio es tratada como dos procesos que compiten: el transporte de partículas (por limpieza mucociliar o translocación a nódulos linfáticos) y la absorción en la sangre.

6.11. El transporte de partículas se trata en función de la zona de depósito en el tracto respiratorio pero se considera que es independiente del tamaño de las partículas y del material. Para la mayoría de las regiones, el transporte mecánico que depende del tiempo se modela considerando que la región está compuesta por varios compartimentos con diferentes tiempos medios de eliminación. Por ejemplo, la región AI está dividida en tres compartimentos, que se eliminan en bb con

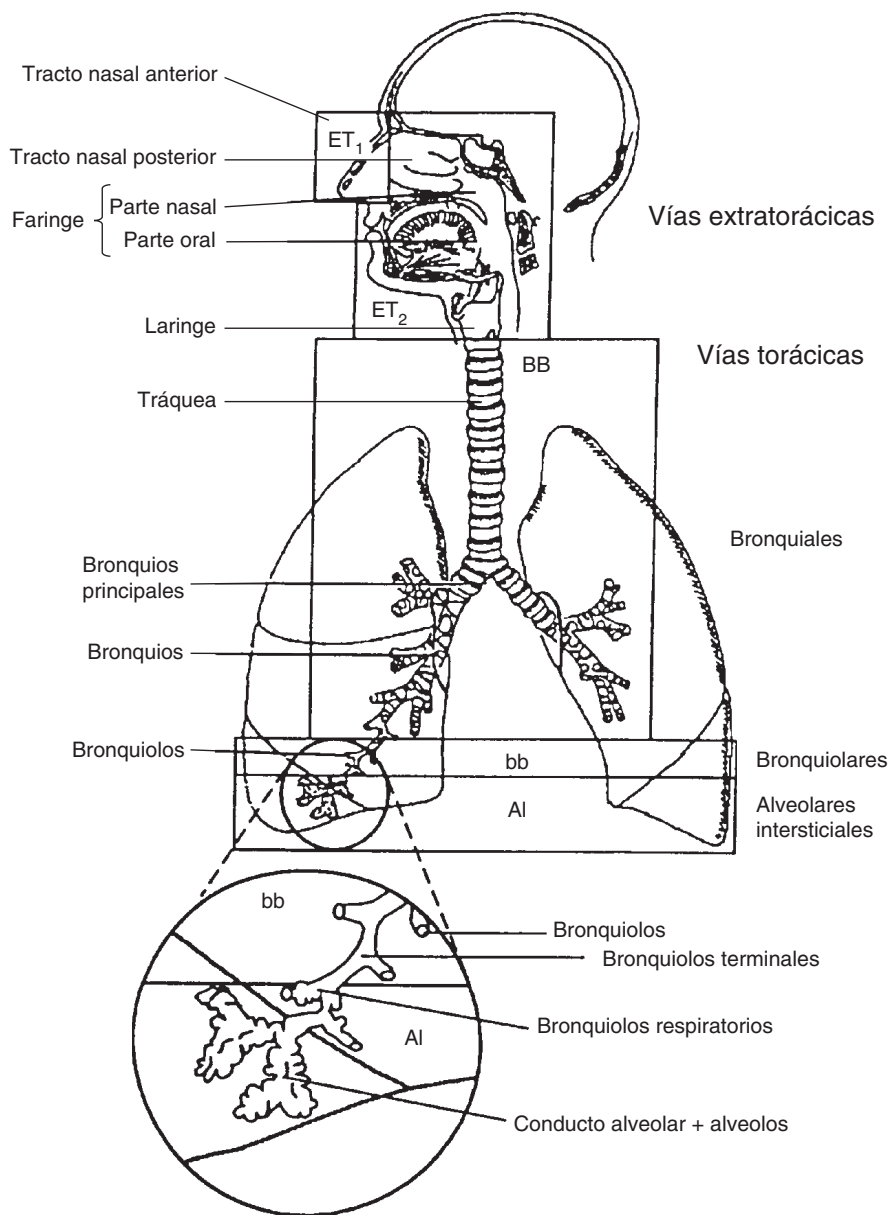


FIG. 3. Regiones del tracto respiratorio definidas en el nuevo modelo de la CIPR [19]. Las vías respiratorias extratorácicas (ET) se dividen en ET₁, tracto nasal anterior, y ET₂, que consta de los tractos nasal y oral posteriores, la faringe y la laringe. Las regiones torácicas son las bronquiales (BB: tráquea y bronquios principales), las bronquiolares (bb: bronquiolos) y las alveolares-intersticiales (AI: la región de intercambio de gases). El tejido linfático está asociado a las vías respiratorias extratorácicas y torácicas (LN_{ET} y LN_{TH} respectivamente).

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

períodos biológicos medios de aproximadamente 35, 700 y 7000 días. Igualmente, bb y BB tienen compartimentos de eliminación rápida y lenta. La eliminación de la región AI también incluye la transferencia al tejido linfático. Para bb, BB y ET, hay compartimentos que representan el material retenido en el tejido y transportado al tejido linfático.

6.12. La absorción en la sangre depende de la forma fisicoquímica del radionucleido depositado en el sistema respiratorio, pero se considera que es independiente de la región de depósito, con excepción de ET_1 para la que no se supone ninguna absorción. El modelo permite considerar los cambios en la disolución y la absorción en la sangre en función del tiempo. Se recomienda usar las tasas de disolución específicas de los materiales, pero se proporcionan parámetros de absorción por defecto que se utilizan cuando no se dispone de ninguna información específica: tipos F (rápido), M (moderado) y S (lento). Estos tipos se corresponden en general con las clases pulmonares por defecto de la Publicación 30 de la CIPR: D (días), W (semanas) y Y (años) respectivamente, aunque las clases pulmonares están referidas a la tasa de eliminación global desde el pulmón.

6.13. Las tasas de absorción para los diferentes tipos de absorción pueden expresarse como períodos biológicos aproximados y cantidades correspondientes del material depositado en cada región que llega a los fluidos del cuerpo, tal como se muestra en el Cuadro I. Para los tres tipos de absorción, todo el material depositado en ET_1 se elimina por medios extrínsecos, tales como soplar por la nariz. En otras regiones, la mayor parte del material depositado que no es absorbido pasa al tracto gastrointestinal mediante el transporte de partículas. Las pequeñas cantidades transferidas a los nódulos linfáticos continúan siendo absorbidas por los fluidos del cuerpo al mismo ritmo que en las vías respiratorias.

6.14. En el caso de los radionucleidos inhalados por los trabajadores en forma de partículas, se supone que la entrada y el depósito regional en el tracto respiratorio están regidos sólo por la distribución del tamaño de las partículas de los aerosoles. La situación es diferente en relación con los gases y vapores, para los que el depósito en las vías respiratorias es específico del material. Casi todas las moléculas de gas inhaladas contactan con superficies en las vías respiratorias, pero generalmente retornan al aire a menos que se disuelvan o reaccionen con la mucosa superficial. La fracción de un gas inhalado o del vapor que se deposite en cada región dependerá entonces de su solubilidad y de su reactividad. Sin embargo, generalmente no se puede prever el depósito regional de un gas o vapor de forma mecánica, a partir del conocimiento de sus propiedades físicas y químicas, sino que tiene que obtenerse de un estudio experimental in vivo.

CUADRO I. TIPOS DE ABSORCIÓN

Tipos de absorción	Períodos biológicos	Ejemplos
Tipo F	100% absorbido con un período biológico de 10 min. Hay absorción rápida de casi todo el material depositado en BB, bb y AI. La mitad del material depositado en ET ₂ se deriva al tracto gastrointestinal por transporte de partículas, la otra mitad es absorbida.	Todos los compuestos del cesio y el yodo
Tipo M	10% absorbido con un período biológico de 10 min. y 90% con uno de 140 días. Hay absorción rápida de aproximadamente el 10% del depósito en BB y en bb; y 5% del material depositado en ET ₂ . Cerca del 70% del depósito en AI a la larga llega a los fluidos del cuerpo por absorción.	Todos los compuestos del radio y el americio
Tipo S	0,1% absorbido con un período biológico de 10 min. y 99,9% con uno de 7000 días. Hay poca absorción desde ET, BB o bb, y cerca del 10% del depósito en AI a la larga llega a los fluidos del cuerpo por absorción.	Compuestos insolubles del uranio y del plutonio

6.15. El nuevo modelo asigna a los gases y vapores tres clases de solubilidad/reactividad (SR) por defecto, a base del patrón inicial de depósito en las vías respiratorias, como muestra el Cuadro II. La retención posterior en las vías respiratorias y la absorción por los fluidos del cuerpo se determinan sobre la base de las propiedades químicas del gas o vapor. La aplicación del modelo para el cálculo de los coeficientes de dosis para los trabajadores, se describe en la Publicación 68 de la CIPR [34].

6.16 La guía proporcionada por la CIPR y las NBS [2] sobre el depósito y la eliminación de gases y vapores es similar a la relativa a la eliminación desde las vías respiratorias de los radionucleidos inhalados en forma de partículas. Para los elementos en los que la inhalación de los radionucleidos en forma de gas o vapor es potencialmente importante, se recomienda utilizar las clases SR y los tipos de absorción por defecto (tipo F o tipo V, de absorción muy rápida), en ausencia de información adicional. Sólo se analiza el comportamiento de los gases y vapores en concentraciones másicas bajas. Los coeficientes de dosis para la inhalación de gases reactivos o solubles y vapores aparecen en el Cuadro II-IX de las NBS [2].

6.17. El nuevo modelo de vías respiratorias de los seres humanos es más complejo que el modelo pulmonar que aparece en la Publicación 30 [29] de la CIPR y presenta ventajas importantes, ya que describe con mayor realismo el comportamiento del

CUADRO II. CLASES DE SOLUBILIDAD/REACTIVIDAD

Clases	Descripción	Ejemplos
Clase SR-0	Insoluble y no reactivo: depósito despreciable en las vías respiratorias	^{41}Ar , ^{85}Kr , ^{133}Xe
Clase SR-1	Soluble o reactivo: puede producirse depósito a lo largo de las vías respiratorias	Tritio gaseoso, ^{14}CO , vapor de ^{131}I , vapor de ^{195}Hg
Clase SR-2	Altamente soluble o reactivo: depósito completo en las vías respiratorias extratorácicas (ET_2). Con fines de cálculo se le trata como si se hubiera inyectado directamente en la sangre.	^3H en compuestos orgánicos y agua tritiada

material radiactivo inhalado y puede ser utilizado con datos específicos de materiales para evaluar dosis e interpretar la información del bioensayo.

Ingestión

6.18. El modelo utilizado en las NBS [2] para describir el comportamiento de los radionucleidos ingeridos por los trabajadores aparece en la Publicación 30 [29]. Tiene cuatro compartimentos, que se corresponden con el estómago, el intestino delgado, el intestino grueso superior y el intestino grueso inferior. Los tiempos medios de permanencia en los compartimentos del tracto gastrointestinal son de 1, 4, 13 y 24 horas respectivamente. El paso a la sangre se produce desde el intestino delgado y se representa por medio de emisiones fraccionadas (f_i). Los únicos cambios efectuados sobre los parámetros de los modelos desarrollados para el cálculo de los coeficientes de dosis para los trabajadores que aparecen en las NBS [2], respecto a los proporcionadas en la Publicación 30 [29] de la CIPR, se llevaron a cabo sobre algunos de los valores de f_i .

Incorporación a través de las heridas y de la piel intacta

6.19. La incorporación a través de las heridas y de la piel intacta son vías adicionales por las que los radionucleidos pueden incorporarse al interior del cuerpo. Aunque gran parte del material puede ser retenido en el lugar de la herida, el que es soluble puede ser transferido a la sangre y, por tanto, a otras partes del cuerpo. El material insoluble se trasladará lentamente al tejido linfático regional donde se disolverá gradualmente y poco a poco entrará también en la corriente sanguínea. Una fracción variable de material insoluble puede ser retenida en el lugar de la herida o en el tejido linfático durante el resto de la vida de una persona. Si partículas con material

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

radiactivo entran directamente en la sangre, se depositarán principalmente en células fagocitarias del hígado, el bazo y la médula ósea.

6.20. Cuando se trata de materiales radiactivos insolubles retenidos en el lugar donde se encuentra una herida, los tejidos alrededor de la misma serán los más expuestos a la radiación. Puede ser necesaria, según criterio médico, la excisión de los tejidos locales contaminados. Para realizar esta operación, tiene que determinarse con precisión la variación de la contaminación con la profundidad en la zona de la herida. Las dosis absorbidas en esta zona y en los nódulos linfáticos regionales pueden valorarse a partir de la actividad del material depositado, de las características de los radionucleidos de que se trate, de la masa de tejido irradiada y del tiempo transcurrido desde que se produjo la exposición. Si los materiales son solubles, pueden ser transferidos desde la zona de la herida a la sangre a un ritmo que depende de su solubilidad. La distribución de este componente soluble, en la mayor parte de los ejemplos, será similar a la del material que entra a la sangre desde los pulmones o el tracto gastrointestinal, pero pueden existir excepciones, y algunas formas químicas de radionucleidos se transfieren a la sangre directamente.

6.22. Diversos materiales, tales como los compuestos del tritio, del carbono orgánico y del yodo, pueden traspasar la piel intacta. En estos casos, una fracción de la actividad entrará a la sangre. Es necesario desarrollar modelos específicos para valorar las dosis ocasionadas por este tipo de entradas [35]. Por ejemplo, el comportamiento de los compuestos orgánicos trititados después de la absorción directa a través de la piel será significativamente diferente del producido por inhalación o ingestión. Para la contaminación de la piel será necesario considerar tanto la dosis equivalente en el área de piel contaminada como la dosis efectiva.

6.22. Los modelos biocinéticos elaborados por la CIPR sólo pueden ser utilizados para el cálculo de las dosis efectivas resultantes del componente soluble, una vez determinada su captación sistémica [26].

ACTIVIDAD SISTÉMICA

6.23. La fracción de una incorporación que entra en la circulación sistémica se denomina captación. Para el cálculo de los coeficientes de dosis en las NBS [2], se utilizaron los modelos recomendados por la CIPR para describir el comportamiento de los radionucleidos que han entrado en la circulación sistémica. Como resultado de una revisión de los datos disponibles sobre el comportamiento de los radionucleidos en el cuerpo, se han revisado los modelos recomendados en la Publicación 30 [29, 31–33] para un número determinado de elementos, como se describe en las Publicaciones 56,

CUADRO III. TIPOS DE ABSORCIÓN PULMONAR Y FUENTES DE MODELOS BIOCINÉTICOS PARA ACTIVIDAD SISTÉMICA UTILIZADOS PARA EL CÁLCULO DE LOS COEFICIENTES DE DOSIS POR INHALACIÓN DE LOS TRABAJADORES

Elemento	Tipo(s) de absorción pulmonar ^a	Publicación de la CIPR para detalles del modelo biocinético ^b
Hidrógeno	G	56
Berilio	M, S	30, Parte 3
Carbono	G	56
Flúor	F, M, S	30, Parte 2
Sodio	F	30, Parte 2
Magnesio	F, M	30, Parte 3
Aluminio	F, M	30, Parte 3
Silicio	F, M, S	30, Parte 3
Fósforo	F, M	30, Parte 1
Azufre	F, M, G	67
Cloro	F, M	30, Parte 2
Potasio	F	30, Parte 2
Calcio	M	30, Parte 2
Escandio	S	30, Parte 3
Titanio	F, M, S	30, Parte 3
Vanadio	F, M	30, Parte 3
Cromo	F, M, S	30, Parte 2
Manganeso	F, M	30, Parte 1
Hierro	F, M	69
Cobalto	M, S	67
Níquel	F, M, G	67
Cobre	F, M, S	30, Parte 2
Zinc	F, M, S	67
Galio	F, M	30, Parte 3
Germanio	F, M	30, Parte 3
Arsénico	M	30, Parte 3

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

CUADRO III. (cont.)

Elemento	Tipo(s) de absorción pulmonar ^a	Publicación de la CIPR para detalles del modelo biocinético ^b
Selenio	F, M	69
Bromo	F, M	30, Parte 2
Rubidio	F	30, Parte 2
Estroncio	F, S	67
Ytrio	M, S	30, Parte 2
Circonio	F, M, S	56 y 67
Niobio	M, S	56 y 67
Molibdeno	F, S	67
Tecnecio	F	67
Rutenio	F, S, G	56 y 67
Rodio	F, M, S	30, Parte 2
Paladio	F, M, S	30, Parte 3
Plata	F, M, S	67
Cadmio	F, M, S	30, Parte 2
Indio	F, M	30, Parte 2
Estaño	F, M	30, Parte 3
Antimonio	F, M	69
Telurio	F, M, G	67
Yodo	F, G	56 y 67
Cesio	F	56 y 67
Bario	F	67
Lantano	F, M	30, Parte 3
Cerio	M	56 y 67
Praseodimio	M, S	30, Parte 3
Neodimio	M, S	30, Parte 3
Promecio	M, S	30, Parte 3
Samario	M	30, Parte 3
Europio	M	30, Parte 3

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

CUADRO III. (cont.)

Elemento	Tipo(s) de absorción pulmonar ^a	Publicación de la CIPR para detalles del modelo biocinético ^b
Gadolinio	F, M	30, Parte 3
Terbio	M	30, Parte 3
Disprobio	M	30, Parte 3
Holmio	M	30, Parte 3
Erbio	M	30, Parte 3
Tulio	M	30, Parte 3
Iterbio	M, S	30, Parte 3
Lutecio	M, S	30, Parte 3
Hafnio	F, M	30, Parte 3
Tántalo	M, S	30, Parte 3
Volframio	F	30, Parte 3
Renio	F, M	30, Parte 2
Osmio	F, M, S	30, Parte 2
Iridio	F, M, S	30, Parte 2
Platino	F	30, Parte 3
Oro	F, M, S	30, Parte 2
Mercurio (inorgánico)	F, M	30, Parte 2
Mercurio (orgánico)	F	30, Parte 2
Talio	F	30, Parte 3
Plomo	F	67
Bismuto	F, M	30, Parte 2
Polonio	F, M	67
Astato	F, M	30, Parte 3
Francio	F	30, Parte 3
Radio	M	67
Actinio	M, S	30, Parte 3
Torio	F, M, S	69
Protactinio	M, S	30, Parte 3

CUADRO III. (cont.)

Elemento	Tipo(s) de absorción pulmonar ^a	Publicación de la CIPR para detalles del modelo biocinético ^b
Uranio	F, M, S	69
Neptunio	M	67
Plutonio	M, S	67
Americio	M	67
Curio	M	71
Berkelio	M	30, Parte 4
Californio	M	30, Parte 4
Einstenio	M	30, Parte 4
Fermio	M	30, Parte 4
Mendelevio	M	30, Parte 4

^a Para partículas, F (rápido), M (moderado) o S (lento); G denota gases y vapores.

^b También para los coeficientes de dosis por ingestión.

67, 69 y 71 [36–39]. Estos modelos revisados también fueron utilizados para el cálculo de los coeficientes de dosis de los trabajadores, proporcionados en las NBS [2]. Las fuentes de los modelos biocinéticos para adultos aparecen en el Cuadro III.

6.24. Algunos de los modelos sistémicos para adultos que han sido revisados, mantienen la estructura que aparece en la Publicación 30 de la CIPR, pero presentan pequeños cambios en la distribución de los radionucleidos entre compartimentos del cuerpo y en las funciones de retención. Además, se han revisado exhaustivamente los modelos para determinados elementos, en particular para tener presente el reciclaje de los radionucleidos entre los compartimentos. En la Publicación 30 de la CIPR, se supuso que algunos radionucleidos (por ejemplo, ²³⁹Pu) se retienen en las superficies óseas. Se ha demostrado que ésta es una hipótesis conservadora, particularmente para radionucleidos emisores de partículas alfa. La evidencia de los estudios llevados a cabo en animales y seres humanos indica que una fracción del plutonio se absorbe como resultado del crecimiento y dinámica del hueso, mientras otra fracción adicional es desabsorbida y reingresa en la sangre. De esta fracción, una parte puede ser redepositada en el esqueleto, o en el hígado o ser excretada. En contraste, en la Publicación 30 se supone que los radionucleidos que se retienen en el volumen óseo, tales como el ⁹⁰Sr y el ²²⁶Ra, se distribuyen instantáneamente en el volumen del

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

hueso. En la práctica, el proceso es progresivo, aunque ocurre más rápidamente que para los radionucleidos que se retienen en las superficies óseas, como el plutonio. Se han elaborado modelos genéricos para el plutonio y otros actínidos (Cm, Am, Np y Th) [37–39] y para los metales de tierras alcalinas (Ca, Sr, Ba y Ra) [37, 39], que tienen en cuenta el comportamiento de los radionucleidos y los conocimientos más actuales sobre fisiología del hueso. El modelo para metales de tierras alcalinas también ha sido utilizado, con algunas modificaciones, para el plomo y el uranio [37, 38].

6.25. Algunos radionucleidos se desintegran originando nucleidos radiactivos. En la Publicación 30 se supuso que estos productos de la desintegración seguirían la biocinética de sus progenitores, aunque hubo algunas excepciones en productos de desintegración como los isótopos del yodo o los gases nobles. En los modelos biocinéticos revisados, se ha aplicado la biocinética sistémica independientemente al progenitor y a sus productos de desintegración para la incorporación de isótopos radiactivos de plomo, radio, torio y uranio.

EXCRECIÓN

6.26. En los modelos biocinéticos descritos en la Publicación 30 de la CIPR, no aparece ninguna información específica sobre la excreción en la orina y las heces, aunque en la Publicación 54 [8] fueron utilizados modelos para interpretar los datos de la excreción. Sin embargo, en las Recomendaciones de 1990 de la CIPR [6], a la vejiga urinaria y al colon se les asignan valores w_T por defecto y en los modelos biocinéticos revisados para los trabajadores, proporcionados por la CIPR [34], aparece información específica sobre las vías de excreción de la orina y las heces.

6.27. Para valorar las dosis debidas al paso de los radionucleidos desde la circulación sistémica hacia las heces, se utiliza un modelo para el tracto gastrointestinal que supone la secreción de los radionucleidos de la sangre en el intestino grueso superior. Se ha adaptado un modelo de vejiga urinaria para calcular las dosis en la pared de la vejiga [37].

COEFICIENTES DE DOSIS

6.28. En las NBS [2] aparecen coeficientes de dosis (dosis efectivas comprometidas por unidad de incorporación) para las incorporaciones por ingestión e inhalación. Los coeficientes de dosis para radionucleidos seleccionados también son proporcionados en esta publicación, en el Cuadro A–I. Estos valores de dosis efectivas comprometidas son para vías específicas de incorporación y no se pueden aplicar directamente para

evaluar las dosis por inyección en la sangre o por transferencia a la sangre desde zonas donde hay heridas o por absorción a través de la piel.

6.29. Para muchos radionucleidos, los coeficientes de dosis se dan para diferentes tipos de absorción pulmonar y/o para diferentes valores de f_I . La elección del valor más apropiado para cada situación debería llevarse a cabo sobre la base del conocimiento de las características fisicoquímicas de los materiales en el lugar de trabajo. En las NBS (Cuadros II-IV y II-V), se proporciona una guía con los valores de los factores de transferencia intestinal (f_I) y con los tipos de absorción pulmonar para varias formas químicas de los elementos. En algunos casos, existe poca información sobre las características de la incorporación y entonces se debería utilizar el valor más restrictivo (es decir aquel que implique la dosis más alta).

EVALUACIONES ESPECÍFICAS DEL LUGAR DE TRABAJO

6.30. En el caso de exposiciones accidentales significativas, a menudo será necesario utilizar valores paramétricos para realizar el cálculo de las dosis equivalentes en

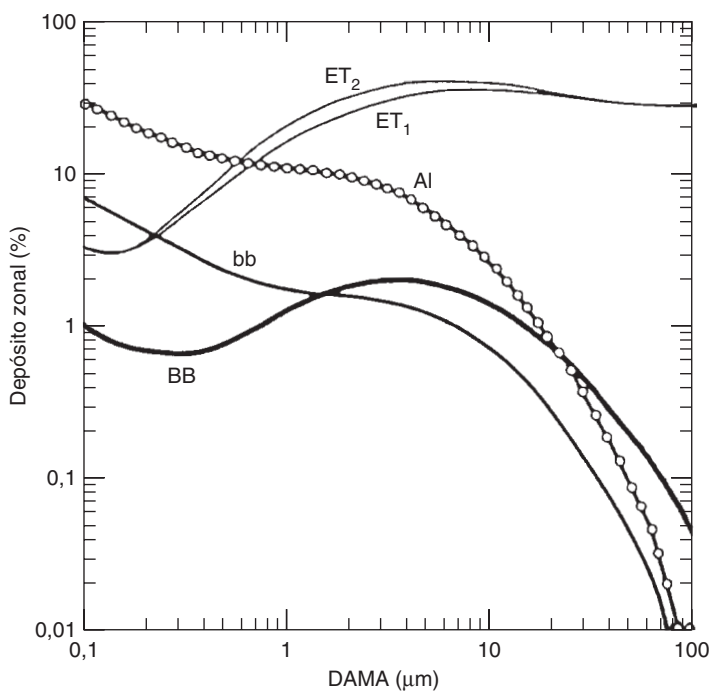


FIG. 4. Influencia del tamaño de la partícula en el depósito, en varias regiones del tracto respiratorio [19].

tejidos u órganos y de las dosis efectivas del individuo y para las condiciones de la exposición. De la misma forma, en situaciones rutinarias puede ser necesario tener en cuenta las circunstancias particulares de la exposición en lugar de usar parámetros recomendados por defecto. El nuevo modelo para las vías respiratorias [34] adopta un DAMA de $5 \mu\text{m}$ como un tamaño de partícula por defecto cuando no se dispone de información específica. El depósito zonal de partículas suspendidas en el aire está sujeto a mecanismos de sedimentación, impacto y difusión. El depósito a lo largo del sistema respiratorio y, por tanto, los coeficientes de dosis por inhalación dependen de los parámetros del aerosol, tales como el DAMA de las partículas. Igualmente, los coeficientes de dosis por ingestión dependen de la elección de un valor f_I apropiado.

6.31. Sobre la base del nuevo modelo de las vías respiratorias [19], el depósito de los aerosoles con interés ocupacional en el tórax, es el más alto en la región AI, pero disminuye progresivamente al aumentar el tamaño de las partículas (Fig. 4). La extensión del depósito en cada región, como también la forma química inhalada, pueden tener una influencia apreciable en las dosis efectivas. Así, para el ^{239}Pu la dosis efectiva comprometida para los compuestos de tipo M y S disminuye progresivamente con el aumento del DAMA, y muestra un depósito decreciente en la región AI y en

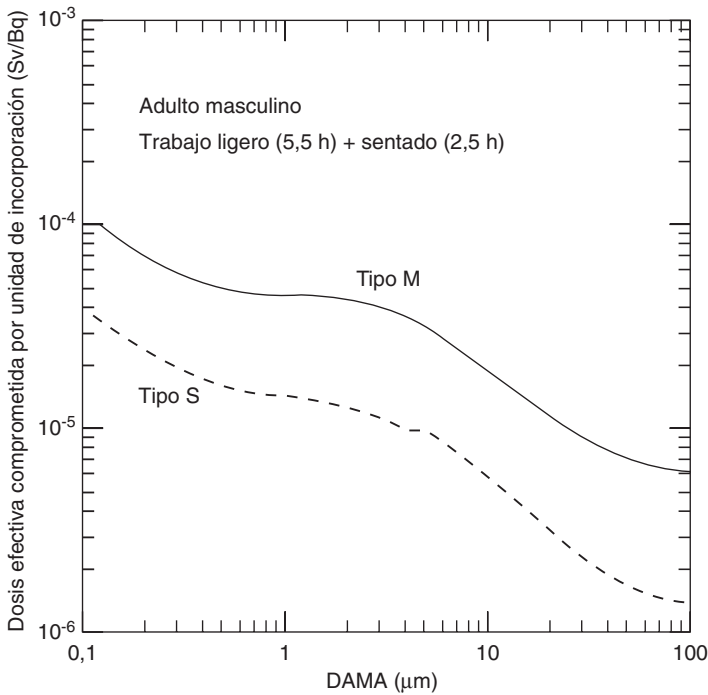


FIG. 5. Influencia del DAMA en la dosis efectiva comprometida a partir de ^{239}Pu inhalado como compuestos tipo S o tipo M [40].

las vías respiratorias conductoras (BB y bb) (Figs. 4 y 5). En este caso, la suposición de las características de tipo M será más restrictiva que la del tipo S, para calcular la dosis efectiva. El cálculo muestra que otras características del aerosol, tales como la densidad de las partículas y el factor de forma, sólo tienen una pequeña influencia en las dosis efectivas comprometidas [40].

7. INTERPRETACIÓN DE LAS MEDICIONES

INTRODUCCIÓN

7.1. Las mediciones directas o indirectas proporcionan información acerca de la cantidad de radionucleidos presentes en el cuerpo, en partes del cuerpo tales como tejidos u órganos específicos, en una muestra biológica o en una muestra del entorno de trabajo. Es probable que estos datos sean utilizados para estimar la incorporación del radionucleido por el trabajador. Con este fin se aplican modelos biocinéticos que describen el contenido en el cuerpo, en los órganos y en las excretas, en función del tiempo que sigue a la incorporación, y también se aplican modelos de exposición que relacionan la incorporación con las condiciones del lugar de trabajo. Alternativamente, las mediciones de la actividad en el cuerpo pueden ser utilizadas para la estimación directa de las tasas de dosis. El cálculo de las dosis comprometidas a partir de mediciones directas implica aún la adopción de un modelo biocinético en caso de no disponer de mediciones suficientes para determinar las funciones de retención.

7.2. El propósito de esta sección es ofrecer una visión general de la interpretación de las mediciones e ilustrar este proceso utilizando el ejemplo de una evaluación de dosis sencilla, debida a una incorporación de ^{131}I , sobre la base de los resultados de mediciones directas e indirectas. La Fig. 6 resume el enfoque general.

7.3. Para realizar un cálculo de la incorporación, del contenido del cuerpo o de la tasa de excreción M que han sido medidos, se dividen los valores obtenidos por la fracción $m(t)$ de la incorporación retenida en el cuerpo completo (medición directa) o que está siendo excretada del cuerpo (medición indirecta) en el tiempo t (generalmente en días), después de la incorporación:

$$\text{Incorporación} = \frac{M}{m(t)}$$

La CIPR ha publicado los valores genéricos de $m(t)$ en los tejidos o las excretas para una serie de radionucleidos seleccionados, junto con las funciones de retención para

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

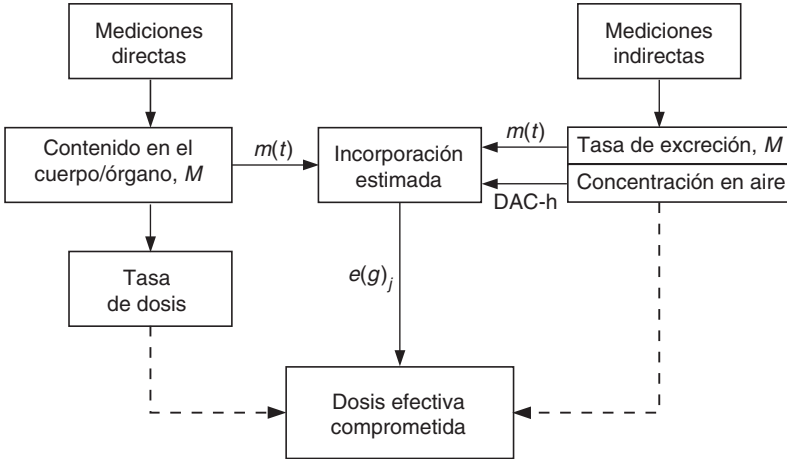


FIG. 6. Esquema general para la interpretación de los resultados de las mediciones de la vigilancia radiológica (los posibles enfoques alternativos para el cálculo se indican con líneas discontinuas).

la actividad sistémica [8]. En la Publicación 78 [9] de la CIPR se ofrece más información, utilizando los modelos biocinéticos más actuales.

7.4. Cuando es posible que se haya producido una incorporación importante se deberían realizar cálculos más exhaustivos a base de parámetros específicos individuales (dosimetría especial) (Sección 3). De existir mediciones múltiples, se puede obtener una mejor estimación de la incorporación, por ejemplo, por el método del mínimo del cuadrado [41, 42].

EJEMPLO DE EVALUACIÓN DE DOSIS PARA UNA INCORPORACIÓN DE ^{131}I

Fuentes de procedencia de los datos medidos

7.5. La exposición ocupacional debida al yodo radiactivo se produce en la industria nuclear, en la medicina nuclear y en la investigación. Un tipo de exposición que es frecuente es la debida al ^{131}I , un isótopo radiactivo de corta duración (período de semidesintegración de 8 días) que se desintegra con emisión de partículas beta (energía promedio para la emisión principal 0,19 MeV) y radiación gamma (emisión principal 0,36 MeV) [43]. El yodo es absorbido rápidamente por la circulación después de su inhalación o ingestión, se concentra en el tiroides y se excreta predominantemente por la orina [34, 36]. Así, después de una incorporación, el ^{131}I puede ser detectado directamente midiendo la actividad en el tiroides, o indirectamente a través de las muestras de orina.

7.6. En lugares en los que pueden producirse exposiciones ocupacionales debidas al ^{131}I , el programa de vigilancia radiológica rutinaria puede basarse en la medición directa del tiroides o en el control indirecto de las muestras de orina o del entorno de trabajo. La elección del método de control dependerá de factores tales como la disponibilidad de instrumentos en el lugar (pues el isótopo tiene una vida corta), y los costos relativos de los análisis, así como la sensibilidad que se precise (véase la Sección 3). Aunque la medición directa de la actividad en el tiroides proporciona la base para evaluar las dosis de forma más exacta, otros métodos pueden ser adecuados y pueden estar más indicados en determinadas circunstancias.

Información biocinética

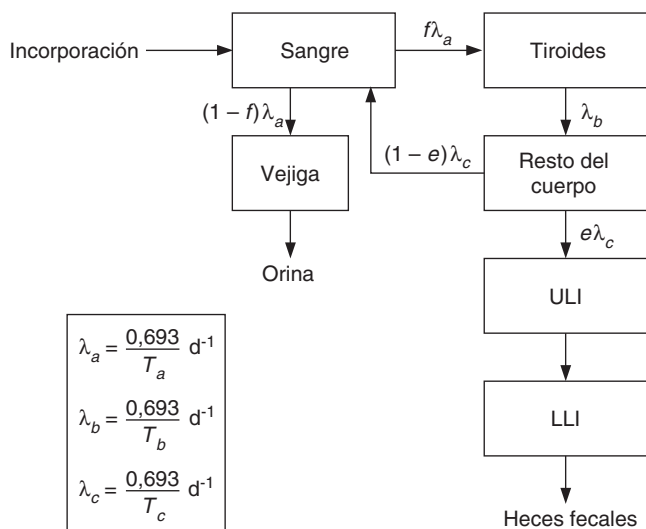
7.7. Todas las formas comunes del yodo son fácilmente absorbidas por el cuerpo. Para la inhalación del yodo en forma de partículas, se supone una absorción pulmonar de tipo F, mientras que el vapor de yodo elemental se asigna al tipo SR-1 (soluble o reactivo), con absorción de tipo F. Se supone que la absorción del yodo en el tracto gastrointestinal es completa, es decir $f_I = 1$. Los coeficientes de dosis para estas formas de incorporación aparecen en el Cuadro A-I.

7.8. El modelo biocinético más reciente para el yodo sistémico recomendado por la CIPR [36] (Fig. 7), se asemeja al descrito en la Publicación 30 [29]. Para los adultos, se supone que del yodo que llega a la sangre, el 30% se transporta al tiroides y el otro 70% se excreta directamente con la orina a través de la vejiga urinaria. Se asume que el período biológico en la sangre es de 6 horas. El yodo incorporado a las hormonas tiroideas abandona la glándula con un período biológico de 80 días y penetra en otros tejidos, en los que se retiene con un período biológico de 12 días. La mayor parte del yodo (80%) se libera posteriormente y está disponible en la circulación para su paso por el tiroides o su excreción urinaria directa; el resto se excreta a través del intestino grueso con las heces. A causa del corto período físico del ^{131}I , este reciclaje no es importante desde el punto de vista de la dosis efectiva comprometida.

Mediciones directas

7.9. El ^{131}I en el cuerpo normalmente se monitoriza de forma directa midiendo la actividad en la glándula tiroides con un detector NaI(Tl) simple [7]. Cuando pueda existir una mezcla de isótopos radiactivos del yodo, puede ser necesario efectuar una determinación espectroscópica de la emisión gamma del ^{131}I .

7.10. A modo de ejemplo, supongamos que en un programa de vigilancia radiológica de rutina, con un periodo de 14 días, se detecta un contenido de 3000 Bq de ^{131}I en el tiroides de un trabajador del sexo masculino. A causa de las operaciones que se



Parámetros modelo para el yodo

Edad	f_1	Incorporación por el tiroides, f	Excreción fecal, e	Período de semidesintegración biológica (d)		
				Tiroides T_a	Tiroides T_b	Resto del cuerpo T_c
Adulto	1	0,3	0,2	0,25	80	12

FIG. 7. Modelo biocinético para yodo en adultos (basado en la Ref. [36]).

realizan en este lugar de trabajo, se supone que cualquier exposición será debida a la inhalación de partículas más que a la inhalación de vapor (aunque para el I^{131} esta suposición no es crítica). De la misma forma, las incorporaciones por ingestión también conducirían al mismo margen de retención y excreción [8, 9] y a la misma dosis efectiva comprometida calculada a partir de los datos de las mediciones.

7.11. Cuando no se conoce el patrón de incorporación y el período establecido para la vigilancia radiológica se ajusta a la guía proporcionada en la Sección 3, se debería suponer que se produjo una incorporación aguda en medio del período de control, pero hay que tener en cuenta que estas incorporaciones son raras. Con este supuesto y mediante el modelo biocinético puede demostrarse que el 7,4% de la sustancia radiactiva inhalada en forma de partícula (tipo F) con un DAMA implícito de $5 \mu\text{m}$ se retiene en el tiroides después de 7 días [8]. Así, $m(7) = 0,074$, y el resultado del control del ejemplo del párrafo anterior indicaría una incorporación de 41 kBq. La aplicación de los coeficientes de dosis que aparecen en las NBS [2] y en el Cuadro A-I, conducen a

una dosis efectiva comprometida de 450 μSv a partir de esta incorporación. Una dosis semejante puede requerir de una investigación posterior (véase la Sección 3).

Mediciones indirectas

Orina

7.12. Un día después de efectuar la medición directa en el tiroides, el trabajador del ejemplo entrega una muestra de orina de 24 horas, que contiene 30 Bq de ^{131}I . Según el modelo biocinético para un tipo de partículas F, $m(8)$ para la excreción diaria por la orina es $1,1 \times 10^{-4}$ [9]. Sobre esta base resultaría una incorporación de 270 kBq y una dosis efectiva comprometida de 3 mSv (para un aerosol con un DAMA de 5 μm). Para este ejemplo no se tuvieron en cuenta las incorporaciones anteriores.

Medición del aire en el entorno de trabajo

7.13. En el ejemplo, una revisión de las mediciones de aire en el entorno de trabajo a lo largo del período de control y en las instalaciones en las que pudiera haber ocurrido la exposición, demostró que las concentraciones de ^{131}I por lo general fueron bajas pero variables. Se registraron concentraciones máximas entre 10 y 20 kBq/m³ (12–25 veces el valor de la CDA, véase el Cuadro A–II) en períodos cortos y repetidos y en varios lugares durante el tiempo de control. En un intervalo de tiempo de una hora, respirando sin protección con una tasa de respiración por defecto de 1,2 m³/h y una concentración de 20 kBq/m³, se podría producir una incorporación de 24 kBq. De haberlo hecho así el trabajador, o de haber tenido que trabajar durante un período algo más largo con protección respiratoria limitada, la incorporación calculada a partir del control del aire estaría en relación, teniendo en cuenta la precisión normalmente alcanzable con tales métodos, con la calculada a partir de las mediciones del bioensayo.

Evaluación de las dosis

7.14. La gran discrepancia entre la evaluación de la incorporación calculada en base a la medición directa del tiroides y la medición del material radiactivo excretado en la orina sugiere que al menos una de las hipótesis tomadas por defecto para obtener esta estimación no es correcta. Aunque hay diferencias individuales importantes en la captación y el metabolismo del yodo, éstas no pueden explicar por lo general una discrepancia de un factor cercano a diez. Por otro lado, la tasa de excreción de ^{131}I en la orina disminuye marcadamente con el tiempo después de la incorporación, en

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

un factor de más de 1000 durante el periodo de vigilancia, de ahí que la suposición por defecto relacionada con el momento de la incorporación sea una fuente probable de error. Si se supusiera que la incorporación se produjo tres días antes de presentar la muestra de orina (es decir, dos días antes del fin del periodo de control), en lugar de haber tenido lugar en el punto medio de éste (ocho días antes de la muestra), la incorporación estimada a partir de la medición en orina sería 21 kBq, y la estimada mediante la medición del tiroides sería 25 kBq, lo cual sería un resultado satisfactorio.

7.15. Según el modelo biocinético, la fracción de ^{131}I inhalado que se retiene en el tiroides sólo cambia en un factor cercano a tres durante todo el periodo de control. Al carecer de una mejor evidencia a partir de la revisión de las fuentes de posibles exposiciones en el lugar de trabajo, esta suposición mejorada aporta una base más fiable para evaluar las dosis. La dosis efectiva comprometida para este ejemplo sería entonces 270 μSv . Se debería utilizar una segunda muestra de orina, obtenida después de algunos días, para verificar esta conclusión.

7.16. La dosis efectiva comprometida calculada a partir de los resultados del control directo del tiroides es relativamente independiente de los supuestos acerca del tiempo de incorporación. Como se produce un cambio rápido en la excreción urinaria con el tiempo después de la exposición, la medición directa aporta una base mucho más fiable para interpretar los resultados de la vigilancia radiológica rutinaria en el caso del yodo radiactivo, aunque el análisis de la orina aún puede ser adecuado para detectar una incorporación significativa.

7.17. La medición de las concentraciones en aire que excedan sustancialmente de una CDA supondrá la vigilancia radiológica individual de los trabajadores que hubieran estado en el lugar de trabajo. Sin embargo, a causa de su dependencia directa del periodo de exposición, de las tasas de respiración, de los niveles de protección y otros factores que se llegarán a conocer sólo aproximadamente, las estimaciones de la incorporación basadas en el control del aire para el ^{131}I son mucho menos fiables que las basadas en mediciones individuales.

INCERTIDUMBRES EN LAS EVALUACIONES DE DOSIS

7.18. Los modelos que ha elaborado la CIPR para describir el comportamiento de los radionucleidos en el cuerpo y, por tanto, para valorar la incorporación, proporcionan los métodos más actualizados de que se dispone para la evaluación de dosis. Hay, sin embargo, varias incertidumbres que deberían ser tenidas en cuenta al interpretar los datos de las mediciones.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

7.19. Los métodos directos se apoyan en los resultados de las mediciones totales o parciales del cuerpo. La precisión de cualquier medición dependerá principalmente del nivel de actividad y también de la exactitud de la calibración del equipo. Los límites de detección para cualquier radionucleido dado se pueden calcular partiendo de la sensibilidad del equipo y del recuento del fondo en la región de interés.

7.20. Para los métodos indirectos, la exactitud de las mediciones de los niveles de actividad en las muestras biológicas o físicas dependerá de consideraciones parecidas. Sin embargo, por lo general es posible definir exactamente la geometría de la medición, y los tiempos de recuento pueden ser incrementados si es necesario, para obtener estadísticas aceptables para todas las muestras, excepto para las que tienen una actividad muy baja (o períodos de semidesintegración muy cortos).

7.21. Partiendo de la evaluación de la actividad del cuerpo entero o de las muestras de tejidos o excretas, se utilizan los modelos que describen el comportamiento de los radionucleidos en el organismo, con el fin de valorar la incorporación y las dosis. La fiabilidad de las estimaciones de dosis depende, por tanto, de la exactitud de los modelos y de cualquier limitación en su aplicación en circunstancias específicas. Esto dependerá de muchos factores. En particular, es fundamental conocer el momento de la incorporación y si la misma fue aguda o crónica, para conseguir una evaluación fiable de las dosis.

7.22. Cuando el período de muestreo no permite el cálculo de la vida media biológica del radionucleido y se supone un período largo de retención en el cuerpo a fin de evaluar las dosis, se puede subestimar la incorporación y, por tanto, la dosis efectiva comprometida. El grado de sobreestimación o subestimación de la dosis dependerá del margen global de retención en el cuerpo.

7.23. El comportamiento de los radionucleidos que penetran en el cuerpo por ingestión o inhalación dependerá de sus características fisicoquímicas. Para los radionucleidos inhalados, el tamaño de las partículas es especialmente importante al influir en el depósito en el sistema respiratorio, mientras que para la ingestión, el factor de absorción intestinal f_1 puede influir sustancialmente en las dosis efectivas. Durante la vigilancia radiológica rutinaria, si las exposiciones están dentro de los límites de incorporación, los parámetros recomendados por defecto en las NBS [2] pueden bastar para valorar la incorporación. Para las exposiciones cercanas o superiores a estos límites, puede ser necesario disponer de información más específica sobre la forma química y física de la incorporación y sobre las características del individuo, con el fin de mejorar la precisión de las previsiones del modelo.

COEFICIENTES DE DOSIS Y CONCENTRACIONES DERIVADAS EN AIRE

7.24. El anexo proporciona coeficientes de dosis $e(g)_j$ tomados de las NBS [2] y las CDA para radionucleidos seleccionados que probablemente son de interés en el lugar de trabajo. Las CDA se calculan sobre la base de un límite de dosis efectiva de 20 mSv en un año, un tiempo de trabajo de 2000 horas por año y una tasa de respiración estándar de 1,2 m³/h, y se presentan para un DAMA de 1 y 5 µm.

8. INFORME Y MANTENIMIENTO DE LOS REGISTROS DE DOSIS

CONSIDERACIONES GENERALES

8.1. El mantenimiento de los registros de dosis consiste en la elaboración y conservación de los registros de la dosis individual para los trabajadores expuestos a la radiación. Es una parte esencial del proceso de control de las exposiciones de los individuos a la radiación y respalda los objetivos generales (Sección 3). En la Guía de seguridad pertinente [3], se ofrecen orientaciones sobre los informes y la conservación de los registros. Más adelante se proporciona más información relacionada específicamente con las dosis debidas a los radionucleidos incorporados.

8.2. Los registros deberían servir de apoyo para la toma de decisiones, demostrar y facilitar el cumplimiento de las normas, permitir la reconstrucción de los resultados en cualquier momento posterior y facilitar la coordinación con otros registros requeridos, tales como los que se utilizan para la vigilancia radiológica individual de la exposición externa y para el control radiológico de zonas. Por consiguiente, deberían ser fácilmente recuperables y estar protegidos para evitar su pérdida. Con este objeto, normalmente se conservan duplicados de los registros en lugares diferentes, para que ambas copias no se destruyan en caso de ocurrir un incidente. Los registros deberían ser establecidos para cada individuo sujeto a vigilancia radiológica, identificados por el lugar, propósito, fecha y creador, y deberían ser legibles e inteligibles para una persona cualificada, completos y precisos. Es posible que sea necesario considerar la aplicación de algún requisito nacional o de acuerdos internacionales sobre la confidencialidad de los registros de datos individuales.

MANTENIMIENTO DE LOS REGISTROS DE LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL

8.3. El propósito de realizar un mantenimiento de los registros, la naturaleza y alcance de los mismos y la magnitud de los sistemas para realizar este cometido,

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

dependen de requisitos nacionales. Los registros deberían incluir los resultados de la vigilancia radiológica individual para la radiación externa y para las incorporaciones de material radiactivo.

8.4. Los registros típicos generados en un programa de vigilancia de la exposición interna incluyen datos muy importantes y documentación complementaria. Los archivos deberían asegurar el seguimiento de las mediciones y la evaluación de las dosis. La información más importante incluye: datos de la muestra, así como fecha y hora de recogida y evidencia de una “cadena de custodia”, datos de los dispositivos de medición sin procesar, tales como las tasas de recuento en las bandas de energía específicas, mediciones de fondo, datos normalizados y de calibración para los contadores, resultados calculados, como el contenido de actividad en el cuerpo o las tasas de excreción diaria y sus análisis estadísticos, los valores de incorporación calculados y los modelos biocinéticos de los cuales se derivaron, las dosis efectivas comprometidas estimadas, así como los factores de conversión de dosis que fueron utilizados. La documentación complementaria incluye prácticas y procedimientos de trabajo, registros de entrenamiento, procedimientos de garantía de calidad (GC), datos sobre el control de la calidad tales como tendencias de fondo, cálculos de la actividad mínima detectable, resultados de los análisis de la muestra, registros y procedimientos de calibración del equipo, y posibilidad de determinar el origen de corrientes.

MANTENIMIENTO DE LOS REGISTROS DE LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO

8.5. Los requisitos para el mantenimiento de los registros de vigilancia radiológica de zonas, como son el muestreo del aire y las mediciones de contaminación superficial, son similares a los registros de la vigilancia radiológica individual. Aunque éstos últimos también pueden conservarse con fines relacionados con la protección radiológica operacional, este documento se limita a sus usos para la evaluación de la exposición interna. Si la evaluación de la exposición interna se ha basado en una muestra de aire, entonces se recomienda conservar todos los datos que se relacionan con dicha muestra y con el equipo con el cual fue obtenida, de la misma manera que se conservan los datos de las mediciones directas o de los análisis de las excretas. Aún en el caso de que los datos de la vigilancia de la zona no se utilicen para la evaluación de la exposición interna, deberían mantenerse para poder realizar futuras comprobaciones de las condiciones del lugar de trabajo.

8.6. Se deberían mantener los registros que documentan la designación y ubicación de las zonas controladas y supervisadas. También es aconsejable conservar los registros de los estudios de los campos de radiación, incluso la fecha, la hora, el lugar y

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

los niveles de radiación medidos así como cualquier comentario importante con respecto a las mediciones que se realizaron. En los registros se deberían consignar el(los) instrumento(s) utilizados y a la persona que realizó las mediciones.

PRESENTACIÓN DE INFORMES A LA DIRECCIÓN

8.7. La dirección o la autoridad reguladora deberían especificar claramente los procedimientos y criterios que se van a emplear para informar sobre los resultados de la vigilancia radiológica individual y del lugar de trabajo. La información transmitida debería ser claramente identificable y comprensible. Normalmente sólo se informarán los resultados finales.

8.8. En situaciones de accidente, o en el caso de una incorporación potencial que pudiera estar próxima o por encima de un límite reglamentario, deberían proporcionarse los resultados provisionales de manera tal que puedan adoptarse las correspondientes medidas administrativas y otras acciones de respuesta. Los resultados deberían incluir los valores de la medición, el valor de la incorporación implícita basada en el modelo biocinético apropiado y la dosis efectiva comprometida derivada, basada en el coeficiente de dosis correspondiente $e(g)_j$. Si es apropiado, pueden hacerse recomendaciones para la vigilancia radiológica de seguimiento y para las restricciones del lugar de trabajo. La fuente de la información debería indicarse claramente, como también el punto de contacto para cualquier información adicional. Finalmente, la incertidumbre en los valores medidos y los calculados debería informarse siempre, junto con una declaración sobre las fuentes de variabilidad que han sido consideradas, cuantificadas y propagadas en la incertidumbre citada.

9. GARANTÍA DE CALIDAD

INTRODUCCIÓN

9.1. El mantenimiento de la eficacia de cualquier programa de protección radiológica depende de aquellos que están a cargo de ejecutar sus componentes, incluida la adopción de un programa de GC eficaz. Los requisitos generales de GC relacionados con la exposición ocupacional aparecen en las NBS [2], y en la Guía de seguridad [3] se proporcionan orientaciones generales. La siguiente sección trata específicamente de aspectos relacionados con la evaluación de la exposición debida a las incorporaciones de radionucleidos.

EJECUCIÓN Y DIRECCIÓN

9.2. La naturaleza y magnitud del programa de GC deberían corresponderse con el número de trabajadores bajo control y con la magnitud y probabilidad de las exposiciones previstas en los lugares de trabajo que van a ser abarcados por el programa de vigilancia radiológica.

9.3. Todos los participantes en el programa de evaluación de la exposición interna responden de su calidad y, por consiguiente, de la puesta en práctica del programa de GC y de los procedimientos de control de la calidad (CC). La responsabilidad por la calidad de una operación en particular debería delegarse a la persona que realmente está a cargo de la operación. Es aconsejable que estas personas tomen parte activa en el desarrollo de los procedimientos de GC y estén entrenadas en los métodos de descubrimiento de incumplimientos. La dirección debería motivar al personal a descubrir, informar y corregir el incumplimiento. La garantía de calidad establecida en un programa desde su base es más eficaz que la GC impuesta desde arriba hasta abajo. Para que el programa de GC sea eficaz, todo el personal debe estar seguro de que la dirección espera y estimula acciones para cumplir los objetivos trazados.

9.4. Un laboratorio analítico o una instalación de mediciones directas debería designar un representante de GC. Este representante debería supervisar los procedimientos de GC, realizar auditorías internas del programa y ser responsable del entrenamiento de todo el personal en materia de GC, tanto en lo general como en aspectos específicos de calidad relacionados con su trabajo individual.

9.5. En la Ref. [7] se presentan las mediciones específicas de GC para los métodos directos de evaluación de las exposiciones internas. Las legislaciones nacionales pueden exigir que sean acreditadas las instalaciones que tienen relación con la medición y la evaluación de las dosis internas. Estos programas de acreditación dispondrán de especificaciones para la GC y el CC que han de aplicarse.

Documentación

9.6. El programa de GC relacionado con la evaluación de la exposición interna debería estar completamente documentado. Se recomienda preparar un plan de GC que contenga instrucciones generales sobre la aplicación del programa y los diversos pasos de su funcionamiento. En los procedimientos escritos debería definirse cada cometido y especificar los criterios de GC. Por ejemplo, un procedimiento analítico de radioquímica debería contener los límites aceptables para el rendimiento químico. En los procedimientos para el control de calidad debería documentarse el uso de

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

gráficas de control y otros métodos para el control de los fondos, la eficiencia de detección y otras medidas del comportamiento de los instrumentos, y deberían darse las instrucciones para informar y corregir las desviaciones, así como para detectar cambios en el funcionamiento. También se deberían poner a punto procedimientos para documentar y comunicar los resultados, y para preparar, mantener y archivar los registros. La documentación debería suministrar la información suficiente para que un auditor pueda seguir la operación de principio a fin y evaluar su validez. Una vez que los procedimientos escritos hayan sido aprobados, debería ser autorizada y documentada cualquier modificación o alteración de los mismos.

Entrenamiento del personal

9.7. El entrenamiento adecuado del personal de servicio de dosimetría es esencial a fin de garantizar que puedan realizar su trabajo de forma segura. Estos entrenamientos deberían incluir:

- a) Su responsabilidad particular dentro del sistema de calidad;
- b) Los principios básicos y la estrategia de evaluación de la dosis interna;
- a) Las normas y las características de los métodos y procedimientos empleados y sus limitaciones;
- d) Los detalles técnicos y los problemas potenciales de los procesos en los que participa;
- e) La relación que su trabajo tiene con otras partes del programa;
- f) Orientaciones sobre cómo reconocer y comunicar los problemas que puedan surgir;
- g) El conocimiento de todo el sistema de calidad y sus objetivos.

Instalaciones de laboratorio

9.8. Es difícil lograr resultados de alta calidad en un entorno deficiente. Es conveniente disponer de un laboratorio adecuado y espacio de oficina para acomodar al personal y el equipo necesarios. Dicho equipo debería ser fiable, estable y apropiado para realizar la tarea para la cual fue destinado, y deberían existir procedimientos para prevenir la contaminación del equipo de medición. Debería establecerse un programa de mantenimiento preventivo a fin de reducir al mínimo la posibilidad de que el equipo falle en un momento crítico como es el caso de una emergencia. Es conveniente separar las actividades que no están directamente relacionadas con la realización de las operaciones del servicio de dosimetría para evitar una interferencia innecesaria. También debería considerarse la seguridad general en las condiciones de trabajo.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

9.9. Ventilación, campanas de humos y espacio para un banco de trabajo son necesarios para las operaciones radioquímicas. Deben garantizarse instalaciones blindadas para los detectores, incluidos los utilizados en las instalaciones de evaluación directa. Es necesario el control del acceso a todas las instalaciones, ya sea para proteger el equipo vulnerable como para mantener la adecuada confidencialidad de los registros. La instalación debería disponer de un suelo con una cubierta continua apropiada (por ejemplo, vinil) para facilitar su limpieza y descontaminación.

9.10. Los controles del lugar de trabajo deberían ser adecuados a fin de asegurar que ningún equipo pueda estar sometido a condiciones que afecten a su funcionamiento. Los factores que deberían controlarse incluyen la temperatura, la humedad, los niveles de luz, el polvo y los vapores químicos reactivos.

9.11. Es preciso un suministro estable de energía para que el voltaje y la frecuencia de CA permanezcan dentro de las especificaciones del equipo en uso. Se deberían reducir al mínimo los campos eléctricos y magnéticos dispersos para evitar que el equipo resulte afectado.

9.12. Deberían proporcionarse locales para el cambio de ropa y duchas en las instalaciones empleadas para las mediciones directas.

EVALUACIÓN DEL FUNCIONAMIENTO

9.13. Debería establecerse un sistema que proporcione un indicador de calidad de todo el funcionamiento del servicio de dosimetría interna. Uno de esos sistemas es un programa de rutina de comprobación del equipo y de los procedimientos. Todos los resultados de la comprobación deberían documentarse, junto con cualquier modificación en los procedimientos.

9.14. Como parte de su programa de GC, una instalación de medición puede establecer criterios de funcionamiento que se apliquen al análisis de muestras de referencia, es decir, a muestras en las cuales se conoce de antemano el contenido de radionucleidos. Los criterios de funcionamiento deberían tener bien definidos los límites de aceptabilidad de los resultados de la medición, en función del contenido de radionucleidos de la muestra con relación a la actividad mínima detectable (AMD) del método. Por ejemplo, un resultado aceptable para el análisis de ^{239}Pu en las heces puede ser un valor medido que esté dentro del margen de 0,75 a 1,5 veces el valor real, cuando éste es por lo menos cinco veces la AMD del método. De igual forma, un resultado aceptable para la medición directa de ^{241}Am en los pulmones de un maniquí podría ser un valor medido dentro de un margen de 0,75 a 1,5 veces el valor real, cuando éste es diez veces la AMD del método [44].

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

9.15. También se deberían establecer criterios de funcionamiento para determinar la precisión de las medidas repetidas, por ejemplo, una variación no superior al 30% en mediciones secuenciales de la misma muestra, si el contenido real es cinco veces la AMD del método. Si la actividad es baja, de manera tal que los errores estadísticos aleatorios son dominantes, los criterios de funcionamiento no pueden ser más restrictivos que lo que las fluctuaciones estadísticas permitan.

9.16. Los análisis de las muestras previstos para la evaluación del funcionamiento deberían realizarse al menos con una muestra ciega, es decir, el analista debería desconocer el valor real de antemano, aunque la muestra a medir puede identificarse como destinada para la evaluación del funcionamiento. En una doble evaluación a ciegas, el analista no está informado de que la muestra es otra diferente de la de rutina. Aunque una doble evaluación a ciegas puede ofrecer un cuadro más real de las capacidades del laboratorio, tales evaluaciones son lógicamente complicadas de realizar.

9.17. Los laboratorios que realizan mediciones directas o indirectas para dosimetría interna deberían participar en los ejercicios nacionales e internacionales de intercomparación. Muchos países cuentan con programas nacionales de intercomparación para las mediciones directas y también se están coordinando intercomparaciones internacionales [45–49]. Igualmente se han coordinado intercomparaciones nacionales e internacionales para las mediciones indirectas, por ejemplo, por la Comisión de Energía Atómica Francesa (CEA) [50]. Además, deberían realizarse auditorías periódicas o revisiones para verificar el funcionamiento del programa de GC y la efectividad del programa de dosimetría interna. En la Guía de seguridad conexas [3] se ofrecen orientaciones sobre la realización de auditorías y revisiones.

CONTRATACIÓN DE UN SERVICIO DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA

9.18. Es probable que muchos explotadores (los titulares registrados y los titulares licenciados) necesiten recibir servicios de dosimetría por contrato con proveedores comerciales. Esto ocurre sobre todo en el caso de los explotadores que tienen una plantilla reducida, como los laboratorios universitarios y los hospitales pequeños que pueden tener una experiencia y/o conocimiento limitado en materia de protección radiológica y dosimetría interna. Sin embargo, al contratar los servicios comerciales de dosimetría, se debería asegurar que existe una comunicación y entendimiento adecuados con los proveedores a fin de garantizar un programa eficaz de dosimetría. Deberían tenerse en cuenta los siguientes aspectos:

- a) Requisitos reglamentarios;
- b) Diferentes métodos directos e indirectos para la evaluación de la dosis, y sus limitaciones;

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- c) Registros de calidad, referencias o certificados para el equipo y los servicios;
- d) Selección de los períodos de vigilancia;
- e) Métodos para la recogida de las muestras biológicas o de preparación para mediciones corporales;
- f) Mantenimiento de los registros de dosis, informes de los resultados, informes de las dosis al cliente, accesibilidad y confidencialidad;
- g) Interpretación de los resultados (cantidades, límites de dosis, fondo natural, dosis neta, límite superior e inferior de detección del sistema dosimétrico, etc.);
- h) Procedimientos para la solicitud, el cambio y la cancelación del servicio de vigilancia;
- i) Información que se necesita del explotador;
- j) Costos;
- k) Tiempo en el que ha de hacerse efectivo un pedido (o una cancelación);
- l) Información sobre servicios especiales y/o habituales ofrecidos por el servicio comercial, como el informe inmediato por teléfono o télex en caso de dosis extraordinariamente altas, tramitación en caso de emergencia y asesoramiento en cuestiones técnicas, científicas y legales.

Apéndice I

CRITERIOS SUGERIDOS PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL

I.1. Las NBS [2, parr. I.33] exigen que: “Cuando un trabajador realice normalmente sus actividades en una zona controlada o trabaje ocasionalmente en una zona controlada y pueda sufrir una exposición ocupacional significativa, deberá ser objeto de vigilancia radiológica individual siempre que ello sea procedente, adecuado y factible.”

I.2. Se deberían tener en cuenta diversos factores para determinar cuándo es adecuado llevar a cabo una vigilancia radiológica individual. Éstos incluyen la cantidad de material radiactivo presente, la radiotoxicidad del material, la naturaleza de las operaciones que se están realizando y la contención empleada, aunque puede haber otros. El asesoramiento de un experto cualificado ayudará en la toma de decisiones acerca de la vigilancia radiológica.

I.3. Al evaluar si es necesaria la vigilancia radiológica individual, sobre la base del potencial para las dosis efectivas comprometidas de 1 mSv o más en un año, se deberían tener en cuenta varios factores, que incluyen los siguientes:

- i) El factor de seguridad según la forma física f_{fs} , basado en las propiedades físicas y químicas del material que está siendo manipulado. En la mayoría de los casos, debería darse a f_{fs} el valor de 0,01. Sin embargo, en algunos casos podrá adjudicársele un valor de 0,001, con la debida justificación.
- ii) El factor de seguridad en la manipulación f_{hs} , basado en la experiencia sobre la operación que está realizándose y la forma del material; y
- iii) El factor de seguridad en la protección f_{ps} , basado en el uso de equipo protector permanente en un laboratorio (por ejemplo, caja con guantes y campana de humos).

I.4. Aunque las medidas de protección personal (por ejemplo, el uso de máscaras para la cara), aportan un elemento adicional de seguridad, éstas no deberían tenerse en cuenta en las decisiones acerca de la necesidad de la vigilancia radiológica individual. Si se emplean medidas de protección personal, debería establecerse una vigilancia radiológica individual para confirmar su efectividad.

I.5. Los valores de f_{hs} y f_{ps} cuya aplicación general se sugiere, aparecen en los Cuadros IV y V respectivamente [51], pero debería concederse la debida importancia a las circunstancias que afectan a los casos individuales. La forma del material que

CUADRO IV. FACTORES DE SEGURIDAD EN LA MANIPULACIÓN

Proceso	Factor de seguridad en la manipulación f_{hs}
Almacenamiento (soluciones en inventario)	0,01
Operaciones muy sencillas en condiciones de humedad	0,1
Operaciones químicas normales	1
Operaciones complejas en condiciones de humedad con riesgo de derrames	10
Operaciones simples en seco	10
Manipulación de compuestos volátiles	100
Operaciones en seco y con polvo	100

CUADRO V. FACTORES DE SEGURIDAD EN LA PROTECCIÓN

Medida de protección	Factor de seguridad en la protección f_{ps}
Operaciones en bancos de trabajo abiertos	1
Campana de humos	0,1
Caja de guantes	0,01

está siendo empleado (por ejemplo, líquido volátil, polvo) a veces puede tenerse en cuenta tanto directa (es decir, a través del f_{fs}) como indirectamente a través de la relativa eficacia de las medidas de protección que están siendo adoptadas (es decir, a través de f_{hs} y/o f_{ps}). Seguidamente se ilustra cómo pueden aplicarse los factores anteriores para determinar si se requiere la vigilancia radiológica.

I.6. Un ‘factor de decisión’ respecto de un radionucleido específico d_j para una práctica específica puede definirse como:

$$d_j = \frac{A_j e(g)_{j,inh} f_{fs} f_{hs} f_{ps}}{0,001}$$

donde A_j es la actividad acumulada del radionucleido j presente en el lugar de trabajo en el transcurso del año, $e(g)_{j,inh}$ es el coeficiente de dosis (Sv/Bq) para inhalación del radionucleido j (del Cuadro II–III de las NBS [2], con el DAMA tomado normalmente como 5 μm para el lugar de trabajo), y el 0,001 es el factor de conversión de

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

Sv a mSv. Si el factor f_{fs} adopta el valor por defecto de 0,01, la ecuación anterior puede simplificarse a:

$$d_j = 10 A_j e(g)_{j,inh} f_{hs} f_{ps}$$

El factor de decisión para todos los radionucleidos en el puesto de trabajo D viene dado por:

$$D = \sum_j d_j$$

Entonces, si D es igual o superior a 1, indicaría la necesidad de la vigilancia radiológica individual, y si D es inferior a 1, puede no ser necesaria esta vigilancia.

I.7. Para un único radionucleido que esté siendo manipulado en un banco abierto ($f_{hs} = 1$), con operaciones químicas normales ($f_{ps} = 1$), con el valor por defecto de f_{fs} de 0,01, la actividad que se necesita para dar un valor de $d_j = 1$ sería 5 veces mayor que el límite pertinente para una incorporación (Sección 2).

I.8. Cuando hay más de un radionucleido en el lugar de trabajo, las decisiones para llevar a cabo la vigilancia radiológica individual para radionucleidos separados puede estar basada en los criterios siguientes:

- i) Todos los radionucleidos para los cuales $d_j \geq 1$, habrán de ser controlados;
- ii) Cuando $D \geq 1$, los radionucleidos para los cuales $d_j \geq 0,3$, deberían ser controlados;
- iii) El control de los radionucleidos para los cuales d_j es mucho menor que 0,1 no es necesario.

I.9. Considere como ejemplo un lugar de trabajo en el cual ^{239}Pu como óxido insoluble se manipula mediante operaciones químicas normales en una campana de humos. Se supone el DAMA predefinido de 5 μm para los lugares de trabajo. Se toman los valores de f_{fs} , f_{hs} y f_{ps} equivalentes a 0,01, 1,0 y 0,1, respectivamente. La ecuación anterior se transforma entonces en:

$$\begin{aligned} d_{\text{Pu}239} &= 10 A_{\text{Pu}239} \times 8,3 \times 10^{-6} \times 1 \times 0,1 \\ &= 8,3 \times 10^{-6} A_{\text{Pu}239} \end{aligned}$$

Por tanto, se requeriría realizar la vigilancia radiológica individual si $A_{\text{Pu}239}$, la actividad de ^{239}Pu , es mayor que:

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

$$\frac{1}{8,3 \times 10^{-6}} = 1,2 \times 10^5 \text{ Bq}$$

De lo contrario, no sería necesaria la vigilancia radiológica individual.

I.10. Si también está manejándose el ^{137}Cs en el mismo lugar de trabajo, el factor de decisión para ^{239}Pu (d_{Pu239}) sería como antes, y el factor de decisión para ^{137}Cs estaría dado por:

$$d_{\text{Cs137}} = 6,7 \times 10^{-9} A_{\text{Cs137}}$$

donde A_{Cs137} es la actividad de ^{137}Cs presente en el lugar de trabajo. Si:

$$D = 8,3 \times 10^{-6} A_{\text{Pu239}} + 6,7 \times 10^{-9} A_{\text{Cs137}} \geq 1$$

entonces la vigilancia radiológica individual debería realizarse respecto de cualquier nucleido para el cual $d_j \geq 0,3$, es decir para ^{239}Pu si A_{Pu239} es mayor que 36 kBq, y para ^{137}Cs si A_{Cs137} es mayor que 45 MBq. Si $D \geq 1$, no sería necesaria la vigilancia radiológica individual para ^{239}Pu si A_{Pu239} es mucho menor que 12 kBq y para ^{137}Cs si A_{Cs137} es mucho menor que 15 MBq.

I.11. En las operaciones que cumplen el criterio anterior, los trabajadores deberían estar sujetos a vigilancia radiológica, ya sea como parte del programa de vigilancia radiológica rutinaria si el trabajo se realiza de forma continua, o bien como parte de un programa de vigilancia radiológica relacionado con cada tarea si esa operación se realiza sólo ocasionalmente. Además, si ocurre un incidente que pueda causar una incorporación de material radiactivo (por ejemplo el fallo de una campana de humo o la ruptura de un contenedor), se recomienda llevar a cabo un control especial de las personas implicadas en el incidente, sean o no parte del programa de vigilancia radiológica rutinario.

I.12. Además, a algunos trabajadores pueden asignárseles múltiples cometidos en lugares de trabajo diferentes. La decisión de si un trabajador tiene que estar sujeto a vigilancia radiológica individual debería basarse en un cuidadoso examen de todas las tareas que desempeña.

I.13. En la Ref. [52] se proporcionan orientaciones más detalladas sobre la categorización de lugares de trabajo y los requisitos de vigilancia radiológica.

Apéndice II

LÍMITES DE DETECCIÓN PARA LOS MÉTODOS DE MEDICIÓN

II.1. Todos los métodos de mediciones tienen límites de detección. Esto se debe a un número de factores, tales como la radiactividad natural, las fluctuaciones estadísticas en las tasas de recuento y factores relacionados con la preparación y el análisis de las muestras. Por consiguiente, la detección de incorporaciones también está limitada. La dosis resultante de una incorporación inferior al límite de detección del método de medición, se perderá.

II.2. En el informe e interpretación de las mediciones analíticas, la sólida comprensión de los conceptos fundamentales de estadística es un aspecto crítico. Esta comprensión es necesaria para tomar decisiones acerca de la aceptabilidad de los diferentes métodos de medición directa e indirecta para la evaluación de las incorporaciones de radionucleidos. Más adelante se ofrece un resumen de los conceptos; en las revisiones hechas por Currie [53] y por Altshuler y Pasternack [54] se ofrecen más detalles. En la Norma N13.30 de la Sociedad de Física Médica [44] se lleva a cabo un análisis exhaustivo de los métodos estadísticos apropiados en la vigilancia radiológica mediante mediciones directas e indirectas.

II.3. La actividad mínima significativa (AMS), a menudo denominada límite de decisión o nivel crítico (L_C), se corresponde con la menor señal significativa por encima de la respuesta de fondo para el método de medición específico. Corresponde al nivel de una respuesta de fondo que fluctúa aleatoriamente, la cual en ausencia de una muestra radiactiva, sólo se excederá con una probabilidad baja α . Convencionalmente, α se considera igual a 0,05, de manera tal que una señal neta correspondiente a un nivel de actividad depositada igual a la AMS puede tomarse como indicador de la presencia de una sustancia radiactiva con una probabilidad del 95%. Si como ocurrirá normalmente, las fluctuaciones aleatorias en las cuentas netas siguen una distribución normal, la AMS corresponderá a $1,65 \alpha$, dónde α es la desviación estándar de la distribución. En los informes de las evaluaciones que están por debajo de este nivel se puede declarar legítimamente que el material radiactivo “no fue detectado” o que cualquier actividad estuvo “por debajo del límite de detección”. El material radiactivo presente al nivel de AMS no será detectado necesariamente; en tal situación, habría una probabilidad del 50% de obtener una señal neta que correspondería a un depósito al nivel de la AMS o por debajo del mismo.

II.4. La actividad mínima detectable (AMD), a menudo denominada límite de detección (L_D), corresponde al nivel de actividad que se necesita para asegurar, con algún nivel seleccionado de confianza β , que la señal neta será detectada, según el criterio de que ésta supere la AMS. El tratamiento matemático se simplifica, como en la sección siguiente, si $\beta = \alpha$, y por acuerdo común se adopta el valor 0,05 en ambos casos.

EVALUACIÓN DE LA AMS Y AMD

II.5. Las fórmulas siguientes pueden obtenerse como se indica en las Refs [53, 54] o mediante procedimientos análogos y se relacionan con las comparaciones simples de la muestra y las tasas de recuento de fondo. A partir de este punto, sólo se consideran las variaciones asociadas con las estadísticas de recuento. Si n_b es la tasa de recuento de fondo, t_s y t_b son, respectivamente, los tiempos de recuento para la muestra y para una medición asociada del fondo, F es un factor de calibración (tasa de recuento por actividad unitaria en la muestra) y se suponen intervalos de confianza del 95% , es decir $\alpha = \beta = 0,05$, entonces:

$$\text{AMS} = \frac{1,56}{F} \sqrt{\frac{n_b}{t_s} \left(1 + \frac{t_s}{t_b} \right)}$$

Para las medidas de la muestra y del fondo con igual tiempo de recuento, es decir $t_s = t_b$, esto se simplifica a:

$$\text{AMS} = \frac{2,33\sigma_b}{F}$$

donde σ_b es la desviación estándar de la tasa de recuento de fondo, dada por:

$$\sigma_b = \sqrt{\frac{n_b}{t_b}}$$

La AMD de la medición está dada por:

$$\text{AMS} = \frac{3}{Ft_s} + 2\text{AMS}$$

El primer término en esta expresión representa una corrección para la no normalidad de la distribución de Poisson para recuentos totales bajos [44] y puede ser ignorado si, como generalmente se cumple:

$$n_b t_s \gg \frac{0,7}{1 + \frac{t_s}{t_b}}$$

II.6. Estas ecuaciones para AMS y AMD tienen en cuenta sólo la variación en el proceso de detección. Pueden relacionarse con la AMS y la AMD totales según el método, multiplicando por los factores de conversión apropiados, por ejemplo, para el rendimiento radioquímico fraccional y la eficiencia del recuento. Sin embargo, los valores resultantes no tendrán en cuenta la variación en estos factores adicionales y, por consiguiente, puede ser subestimada la AMD del método. Las Normas de Física Médica N13.30 proporcionan una descripción completa del análisis que puede hacerse cuando es importante esta variación adicional [44].

II.7. Sin embargo, en muchas situaciones la variabilidad en el recuento de fondo y de la muestra es mayor que la que se espera de la distribución de Poisson en las estadísticas de recuento exclusivamente. Esta variación adicional puede obedecer, por ejemplo, a la presencia de niveles naturales variables de actividad en la muestra. En tal circunstancia, la distribución de los recuentos de fondo (y de la muestra) medidos, puede ser aproximadamente normal; en este caso puede obtenerse una corrección sencilla [55] usando la desviación estándar medida σ_m . En otros casos la distribución puede no ser normal; por ejemplo puede ser lognormal, pudiéndose obtener todavía una corrección apropiada —pero no simple. Tal ejemplo podría ser la presencia de ^{137}Cs en la población después de pruebas atmosféricas de armas nucleares o del accidente de Chernobyl, a partir de la cual tiene que distinguirse la contaminación interna debida a fuentes ocupacionales.

II.8. Debería hacerse énfasis en el hecho de que cuando las determinaciones de los límites de detección o cálculos de importancia no tienen en cuenta todas las fuentes de variabilidad, la capacidad de detección del método será sobreestimada.

REFERENCIAS

- [1] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 120, OIEA, Viena (1996).
- [2] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena (1997).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, Protección radiológica ocupacional, Colección de Normas de Seguridad N° RS-G-1.1, OIEA, Viena (en imprenta).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, Evaluación de la exposición ocupacional debida a fuentes de radiación externas, Colección de Normas de Seguridad N° RS-G-1.3, OIEA, Viena (en imprenta).
- [5] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication No. 75, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1997).
- [6] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1991).
- [7] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body, Colección Seguridad N° 114, OIEA, Viena (1996).
- [8] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation, Publication No. 54, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1988).
- [9] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers: Replacement of ICRP Publication 54, ICRP Publication No. 78, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1997).
- [10] LIPSZTEIN, J.L., GRYNXPAY, D., DANTAS, B.M., BERTELLI, L., WRENN, M.E., Thorium exposure: problems in bioassay interpretation, J. Radioanal. Nucl. Chem. **156** 2 (1992) 389–400.
- [11] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Protection against Radon-222 at Home and at Work, Publication No. 65, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1993).

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- [12] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección radiológica de los trabajadores en la minería y tratamiento de minerales radiactivos, Edición de 1983, Código de práctica y Adenda técnica patrocinados por el OIEA, la OIT y la OMS, Colección Seguridad N° 26, OIEA, Viena (1983).
- [13] HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Detection systems for monitoring intakes of actinides at Trombay, *Radiat. Prot. Dosim.* **51** 1 (1994) 47–58.
- [14] SURENDRAN, T., HARIDASAN, T.K., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Experiences at Trombay in monitoring actinide intakes by occupational workers by direct external counting, *Radiat. Prot. Dosim.* **59** 1 (1995) 15–24.
- [15] RAABE, O.G., “Characterization of radioactive airborne particles”, *Internal Radiation Dosimetry* (RAABE, O.G., Ed.), Medical Physics Publishing, Madison, WI (1994) 111–142.
- [16] SKRABLE, K.W., CHABOT, G.E., FRENCH, C.S., LABONE, T.R., “Use of multi-compartment models of retention for internally deposited radionuclides”, *Internal Radiation Dosimetry* (RAABE, O.G., Ed.), Medical Physics Publishing, Madison, WI (1994) 271–354.
- [17] UNIÓN EUROPEA, Directiva 96/29/Euratom del Consejo de 13 de mayo de 1996 por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes, *Diario Oficial de las Comunidades Europeas* N° L 159/1, Luxemburgo (1996).
- [18] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Report of the Task Group on Reference Man, Publication No. 23, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1975).
- [19] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, Publication No. 66, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1994).
- [20] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Assessment and Treatment of External and Internal Radionuclide Contamination, IAEA-TECDOC-869, Viena (1996).
- [21] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, Colección de Informes de Seguridad N° 2, OIEA, Viena (1998).
- [22] THOMPSON, R.C., 1976 Hanford americium exposure incident: overview and perspective, *Health Phys.* **45** (1983) 837–845.
- [23] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, El accidente radiológico de Goiânia, OIEA, Viena (1989).
- [24] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Rapid Monitoring of Large Groups of Internally Contaminated People Following a Radiation Accident, IAEA-TECDOC-746, Viena (1994).
- [25] BREITENSTEIN, B.D., PALMER, H.E., Lifetime follow-up of the 1976 americium accident victim, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 317–322.
- [26] PIECHOWSKI, J., Evaluation of systemic exposure resulting from wounds contaminated by radioactive products, *Indian Bull. Radiat. Prot.* **18** 1–2 (1995) 8–14.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- [27] SHARMA, R.C., HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., False indications of an actinide lung burden arising from a contaminated finger wound, *Health Phys.* **73** 5 (1997) 820–825.
- [28] TOOHEY, R.E., KEANE, A.T., RUNDO, J., Measurement techniques for radium and the actinides in man at the Center for Human Radiobiology, *Health Phys.* **44** Suppl. 1 (1983) 323–341.
- [29] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 30, Part 1, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1979).
- [30] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 26, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1977).
- [31] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 30, Part 2, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1980).
- [32] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 30, Part 3 (including Addendum to Parts 1 and 2), Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1981).
- [33] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers: An Addendum, Publication No. 30, Part 4, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1988).
- [34] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 68, Elsevier Science, Oxford (1994).
- [35] EAKINS, J.D., HUTCHINSON, W.P., LALLY, A.F., The radiological hazard from tritium sorbed onto metal surfaces, *Health Phys.* **28** (1975) 213–224.
- [36] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, Publication No. 56, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1989).
- [37] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 67, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1993).
- [38] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 69, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1995).
- [39] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4, Inhalation Dose Coefficients, Publication No. 71, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1995).
- [40] ISHIGURE, N., INABA, J., Effect of aerosol characteristics on internal dose of inhaled ^{239}Pu according to the new ICRP respiratory tract model, *Jpn J. Health Phys.* **30** (1995) 227–239.
- [41] LESSARD, E.T., et al., Interpretation of Bioassay Measurements, NUREG/CR-4884, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1987).

- [42] SKRABLE, K.W., CHABOT, G.E., FRENCH, C.S., LABONE, T.R., “Estimation of intakes from repetitive bioassay measurements”, Internal Radiation Dosimetry (RAABE, O.G., Ed.), Medical Physics Publishing, Madison, WI (1994) 431–460.
- [43] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Radionuclide Transformations: Energy and Intensity of Emissions, Publication No. 38, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1983).
- [44] HEALTH PHYSICS SOCIETY, Performance Criteria for Radiobioassay: American National Standards Institute HPS N13.30-1996, Health Physics Society, McLean, VA (1996).
- [45] RAMSDEN, D., et al., Laboratory intercomparison of methods used for the assessment of systemic burdens of plutonium, Radiat. Prot. Dosim. **30** 2 (1990) 95–99.
- [46] RAMSDEN, D., et al., Laboratory intercomparisons on internal dosimetry — Part II, Radiat. Prot. Dosim. **42** 2 (1992) 97–102.
- [47] GIBSON, J.A.B., et al., A European Intercomparison of Methods used for the Assessment of Intakes of Internally Deposited Radionuclides, EUR 14195, Comisión Europea, Luxemburgo (1994).
- [48] HUI, T.E., LOESCH, R.M., RADDATZ, C., FISHER, D.R., MCDONALD, J.C., An internal dosimetry intercomparison study, Health Phys. **67** 3 (1994) 217–225.
- [49] KRAMER, G.H., LOESCH, R.M., OLSEN, P.C., “The Canadian National Calibration Reference Center for *In Vivo* Monitoring and the United States Department of Energy’s International *In Vivo* Intercomparison”, IRPA 9, 1996 International Congress on Radiation Protection (Proc. Congr. Vienna, 1996), Vol. 2, International Radiation Protection Association, Viena (1996) 409–411.
- [50] BERARD, P., CAVADORE, D., HARDUIN, J.C., Inter-laboratory comparisons: determination of actinides in excreta, J. Radioan. Nucl. Chem. **197** 2 (1995) 357–368.
- [51] STEERE, N.V. (Ed.), Handbook of Laboratory Safety, 2nd Edition, Chemical Rubber Company, Cleveland, OH (1971) 435–441.
- [52] HUDSON, A.P., SHAW, J., Categorisation and Designation of Working Areas in which Unsealed Radioactive Materials are Used, NRPB-M443, National Radiation Protection Board, Chilton (1993).
- [53] CURRIE, L.A., Limits for qualitative detection and quantitative determination, Anal. Chem. **40** (1968) 586–593.
- [54] ALTSHULER, B., PASTERNAK, B., Statistical measures of the lower limit of detection of a radioactivity counter, Health Phys. **9** (1963) 293–298.
- [55] BUCINA, I., MALATOVA, I., “Some remarks on statistical measures for the lower limit of detection”, Low-level Counting and Spectrometry (Actas Tercera Conf. Intern. Bratislava, 1985), VEDA, Bratislava (1987).

Anexo

DATOS BÁSICOS

CUADRO A-I. COEFICIENTES DE DOSIS PARA LOS RADIONUCLEIDOS SELECCIONADOS (de [A-1])

Radionucleido	Tipo/ forma ^a	Inhalación		Ingestión	
		$e(g)_{inh}$ (Sv/Bq)		f_1	$e(g)_{ing}$ (Sv/Bq)
		DAMA = 1 μ m	DAMA = 5 μ m		
H-3	HTO ^c	$1,8 \times 10^{-11b}$		1	$1,8 \times 10^{-11}$
	OBT	$4,1 \times 10^{-11b}$		1	$4,2 \times 10^{-11}$
	Gas	$1,8 \times 10^{-15b}$			
C-14	Vapor	$5,8 \times 10^{-10b}$		1	$5,8 \times 10^{-10}$
	CO ₂	$6,2 \times 10^{-12b}$			
	CO	$8,0 \times 10^{-13b}$			
P-32	F	$8,0 \times 10^{-10}$	$1,1 \times 10^{-9}$	0,8	$2,3 \times 10^{-10}$
	M	$3,2 \times 10^{-9}$	$2,9 \times 10^{-9}$		
Fe-55	F	$7,7 \times 10^{-10}$	$9,2 \times 10^{-10}$	0,1	$3,3 \times 10^{-10}$
	M	$3,7 \times 10^{-10}$	$3,3 \times 10^{-10}$		
Fe-59	F	$2,2 \times 10^{-9}$	$3,0 \times 10^{-9}$	0,1	$1,8 \times 10^{-9}$
	M	$3,5 \times 10^{-9}$	$3,2 \times 10^{-9}$		
Co-60	M	$9,6 \times 10^{-9}$	$7,1 \times 10^{-9}$	0,1	$3,4 \times 10^{-9}$
	S	$2,9 \times 10^{-8}$	$1,7 \times 10^{-8}$	0,05	$2,5 \times 10^{-9}$
Sr-85	F	$3,9 \times 10^{-10}$	$5,6 \times 10^{-10}$	0,3	$5,6 \times 10^{-10}$
	S	$7,7 \times 10^{-10}$	$6,4 \times 10^{-10}$	0,01	$3,3 \times 10^{-10}$
Sr-89	F	$1,0 \times 10^{-9}$	$1,4 \times 10^{-9}$	0,3	$2,6 \times 10^{-9}$
	S	$7,5 \times 10^{-9}$	$5,6 \times 10^{-9}$	0,01	$2,3 \times 10^{-9}$
Sr-90	F	$2,4 \times 10^{-8}$	$3,0 \times 10^{-8}$	0,3	$2,8 \times 10^{-8}$
	S	$1,5 \times 10^{-7}$	$7,7 \times 10^{-8}$	0,01	$2,7 \times 10^{-9}$
Zr-95	F	$2,5 \times 10^{-9}$	$3,0 \times 10^{-9}$	0,002	$8,8 \times 10^{-10}$
	M	$4,5 \times 10^{-9}$	$3,6 \times 10^{-9}$		
	S	$5,5 \times 10^{-9}$	$4,2 \times 10^{-9}$		
Nb-95	M	$1,4 \times 10^{-9}$	$1,3 \times 10^{-9}$	0,01	$5,8 \times 10^{-10}$
	S	$1,6 \times 10^{-9}$	$1,3 \times 10^{-9}$		
Ru-106	F	$8,0 \times 10^{-9}$	$9,8 \times 10^{-9}$	0,05	$7,0 \times 10^{-9}$
	M	$2,6 \times 10^{-8}$	$1,7 \times 10^{-8}$		
	S	$6,2 \times 10^{-8}$	$3,5 \times 10^{-8}$		

CUADRO A-I. (cont.)

Radionucleido	Tipo/ forma ^a	Inhalación		Ingestión	
		$e(g)_{inh}$ (Sv/Bq)		f_1	$e(g)_{ing}$ (Sv/Bq)
		DAMA = 1 μ m	DAMA = 5 μ m		
Sb-125	F	$1,4 \times 10^{-9}$	$1,7 \times 10^{-9}$	0,1	$1,1 \times 10^{-9}$
	M	$4,5 \times 10^{-9}$	$3,3 \times 10^{-9}$		
I-125	F	$5,3 \times 10^{-9}$	$7,3 \times 10^{-9}$	1,0	$1,5 \times 10^{-8}$
	V	$1,4 \times 10^{-8b}$			
I-131	F	$7,6 \times 10^{-9}$	$1,1 \times 10^{-8}$	1,0	$2,2 \times 10^{-8}$
	V	$2,0 \times 10^{-8b}$			
Cs-134	F	$6,8 \times 10^{-9}$	$9,6 \times 10^{-9}$	1,0	$1,9 \times 10^{-8}$
Cs-137	F	$4,8 \times 10^{-9}$	$6,7 \times 10^{-9}$	1,0	$1,3 \times 10^{-8}$
Ce-144	M	$3,4 \times 10^{-8}$	$2,3 \times 10^{-8}$	5×10^{-4}	$5,2 \times 10^{-9}$
	S	$4,9 \times 10^{-8}$	$2,9 \times 10^{-8}$		
Po-210	F	$6,0 \times 10^{-7}$	$7,1 \times 10^{-7}$	0,1	$2,4 \times 10^{-7}$
	M	$3,0 \times 10^{-6}$	$2,2 \times 10^{-6}$		
Pb-210	F	$8,9 \times 10^{-7}$	$1,1 \times 10^{-6}$	0,2	$6,8 \times 10^{-7}$
Ra-226	M	$3,2 \times 10^{-6}$	$2,2 \times 10^{-6}$	0,2	$2,8 \times 10^{-7}$
Ra-228	M	$2,6 \times 10^{-6}$	$1,7 \times 10^{-6}$	0,2	$6,7 \times 10^{-7}$
Th-228	M	$3,1 \times 10^{-5}$	$2,3 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$7,0 \times 10^{-8}$
	S	$3,9 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-5}$	2×10^{-4}	$3,5 \times 10^{-8}$
Th-232	M	$4,2 \times 10^{-5}$	$2,9 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,2 \times 10^{-7}$
	S	$2,3 \times 10^{-5}$	$1,2 \times 10^{-5}$	2×10^{-4}	$9,2 \times 10^{-8}$
U-234	F	$5,5 \times 10^{-7}$	$6,4 \times 10^{-7}$	0,02	$4,9 \times 10^{-8}$
	M	$3,1 \times 10^{-6}$	$2,1 \times 10^{-6}$	0,002	$8,3 \times 10^{-9}$
	S	$8,5 \times 10^{-6}$	$6,8 \times 10^{-6}$		
U-235	F	$5,1 \times 10^{-7}$	$6,0 \times 10^{-7}$	0,02	$4,6 \times 10^{-8}$
	M	$2,8 \times 10^{-6}$	$1,8 \times 10^{-6}$	0,002	$8,3 \times 10^{-9}$
	S	$7,7 \times 10^{-6}$	$6,1 \times 10^{-6}$		
U-238	F	$4,9 \times 10^{-7}$	$5,8 \times 10^{-7}$	0,02	$4,4 \times 10^{-8}$
	M	$2,6 \times 10^{-6}$	$1,6 \times 10^{-6}$	0,002	$7,6 \times 10^{-9}$
	S	$7,3 \times 10^{-6}$	$5,7 \times 10^{-6}$		
Np-237	M	$2,1 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$1,1 \times 10^{-7}$
Np-239	M	$9,0 \times 10^{-10}$	$1,1 \times 10^{-9}$	5×10^{-4}	$8,0 \times 10^{-10}$
Pu-238	M	$4,3 \times 10^{-5}$	$3,0 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,3 \times 10^{-7}$
	S	$1,5 \times 10^{-5}$	$1,1 \times 10^{-5}$	1×10^{-5}	$8,8 \times 10^{-9}$
				1×10^{-4}	$4,9 \times 10^{-8}$

CUADRO A-I. (cont.)

Radionucleido	Tipo/ forma ^a	Inhalación		Ingestión	
		$e(g)_{inh}$ (Sv/Bq)		f_1	$e(g)_{ing}$ (Sv/Bq)
		DAMA = 1 μ m	DAMA = 5 μ m		
Pu-239	M	$4,7 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,5 \times 10^{-7}$
	S	$1,5 \times 10^{-5}$	$8,3 \times 10^{-6}$	1×10^{-5}	$9,0 \times 10^{-9}$
Pu-240	M	$4,7 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,5 \times 10^{-7}$
	S	$1,5 \times 10^{-5}$	$8,3 \times 10^{-6}$	1×10^{-5}	$9,0 \times 10^{-9}$
Pu-241	M	$8,5 \times 10^{-7}$	$5,8 \times 10^{-7}$	5×10^{-4}	$4,7 \times 10^{-9}$
	S	$1,6 \times 10^{-7}$	$8,4 \times 10^{-8}$	1×10^{-5}	$1,1 \times 10^{-10}$
Am-241	M	$3,9 \times 10^{-5}$	$2,7 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,0 \times 10^{-7}$
Cm-242	M	$4,8 \times 10^{-6}$	$3,7 \times 10^{-6}$	5×10^{-4}	$1,2 \times 10^{-8}$
Cm-244	M	$2,5 \times 10^{-5}$	$1,7 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$1,2 \times 10^{-7}$

^a Para los tipos de absorción pulmonar véase el párr. 6.13.

^b Con respecto a la inhalación de gases y vapores, no se aplica el DAMA para esta forma.

^c HTO — agua con tritio; OBT — tritio orgánicamente ligado.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

CUADRO A-II. CONCENTRACIONES DERIVADAS EN AIRE (CDA) PARA RADIONUCLEIDOS SELECCIONADOS

Radionucleido	Tipo/forma ^a	CDA (Bq/m ³)		
		DAMA = 1 μm	DAMA = 5 μm	Gas/vapor
H-3	HTO ^b			5 × 10 ⁵
	OBT			2 × 10 ⁵
	Gas			5 × 10 ⁹
C-14	Vapor			1 × 10 ⁴
	CO ₂			1 × 10 ⁶
	CO			1 × 10 ⁷
P-32	F	1 × 10 ⁴	8 × 10 ³	
	M	3 × 10 ³	3 × 10 ³	
Fe-55	F	1 × 10 ⁴	9 × 10 ³	
	M	2 × 10 ⁴	3 × 10 ⁴	
Fe-59	F	4 × 10 ³	3 × 10 ³	
	M	2 × 10 ³	3 × 10 ³	
Co-60	M	9 × 10 ²	1 × 10 ³	
	S	3 × 10 ²	5 × 10 ²	
Sr-85	F	2 × 10 ⁴	1 × 10 ⁴	
	S	1 × 10 ⁴	1 × 10 ⁴	
Sr-89	F	8 × 10 ³	6 × 10 ³	
	S	1 × 10 ³	1 × 10 ³	
Sr-90	F	3 × 10 ²	3 × 10 ²	
	S	6 × 10 ¹	1 × 10 ²	
Zr-95	F	3 × 10 ³	3 × 10 ³	
	M	2 × 10 ³	2 × 10 ³	
	S	2 × 10 ³	2 × 10 ³	
Nb-95	M	6 × 10 ³	6 × 10 ³	
	S	5 × 10 ³	6 × 10 ³	
Ru-106	F	1 × 10 ³	9 × 10 ²	
	M	3 × 10 ²	5 × 10 ²	
	S	1 × 10 ²	2 × 10 ²	
Sb-125	F	6 × 10 ³	5 × 10 ³	
	M	2 × 10 ³	3 × 10 ³	
I-125	F	2 × 10 ³	1 × 10 ³	
	Vapor			6 × 10 ²

CUADRO A-II. (cont.)

Radionucleido	Tipo/forma ^a	CDA (Bq/m ³)		
		DAMA = 1 μm	DAMA = 5 μm	Gas/vapor
I-131	F	1 × 10 ³	8 × 10 ²	4 × 10 ²
	V			
Cs-134	F	1 × 10 ³	9 × 10 ²	
Cs-137	F	2 × 10 ³	1 × 10 ³	
Ce-144	M	2 × 10 ²	4 × 10 ²	
	S	2 × 10 ²	3 × 10 ²	
Po-210	F	1 × 10 ¹	1 × 10 ¹	
	M	3 × 10 ⁰	4 × 10 ⁰	
Pb-210	F	9 × 10 ⁰	8 × 10 ⁰	
Ra-226	M	3 × 10 ⁰	4 × 10 ⁰	
Ra-228	M	3 × 10 ⁰	5 × 10 ⁰	
Th-228	M	3 × 10 ⁻¹	4 × 10 ⁻¹	
	S	2 × 10 ⁻¹	3 × 10 ⁻¹	
Th-232	M	2 × 10 ⁻¹	3 × 10 ⁻¹	
	S	4 × 10 ⁻¹	7 × 10 ⁻¹	
U-234	F	2 × 10 ¹	1 × 10 ¹	
	M	3 × 10 ⁰	4 × 10 ⁰	
	S	1 × 10 ⁰	1 × 10 ⁰	
U-235	F	2 × 10 ¹	1 × 10 ¹	
	M	3 × 10 ⁰	5 × 10 ⁰	
	S	1 × 10 ⁰	1 × 10 ⁰	
U-238	F	2 × 10 ¹	1 × 10 ¹	
	M	3 × 10 ⁰	5 × 10 ⁰	
	S	1 × 10 ⁰	1 × 10 ⁰	
Np-237	M	4 × 10 ⁻¹	6 × 10 ⁻¹	
Np-239	M	9 × 10 ³	8 × 10 ³	
Pu-238	M	2 × 10 ⁻¹	3 × 10 ⁻¹	
	S	6 × 10 ⁻¹	8 × 10 ⁻¹	
Pu-239	M	2 × 10 ⁻¹	3 × 10 ⁻¹	
	S	6 × 10 ⁻¹	1 × 10 ⁰	
Pu-240	M	2 × 10 ⁻¹	3 × 10 ⁻¹	
	S	6 × 10 ⁻¹	1 × 10 ⁰	

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

CUADRO A-II. (cont.)

Radionucleido	Tipo/forma ^a	CDA (Bq/m ³)		
		DAMA = 1 μm	DAMA = 5 μm	Gas/vapor
Pu-241	M	1×10^1	1×10^1	
	S	5×10^1	1×10^2	
Am-241	M	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
Cm-242	M	2×10^0	1×10^0	
Cm-244	M	3×10^{-1}	5×10^{-1}	

^a Para los tipos de absorción pulmonar véase el párr. 6.13.

^b La CDA no tiene en cuenta la absorción a través de la piel intacta.

CUADRO A–III. FACTORES DE PONDERACIÓN DEL TEJIDO (a partir de [A–1])

Tejido u órgano	Factor de ponderación del tejido ^{a,b} (w_T)
Gónadas	0,20
Médula ósea (red)	0,12
Colon ^c	0,12
Pulmón ^d	0,12
Estómago	0,12
Vejiga	0,05
Tórax	0,05
Hígado	0,05
Esófago	0,05
Tiroides	0,05
Piel	0,01
Superficie del hueso	0,01
Órganos restantes ^e	0,05

^a Valores de w_T originalmente de la Publicación 60 de la CIPR [A–2].

^b Los valores han sido establecidos para una población de referencia de igual número de ambos sexos y un margen amplio de edades. En la definición de dosis efectiva estos valores se aplican a los trabajadores, toda la población y a ambos sexos [A–2].

^c Dosis calculadas como promedio de peso ponderado para el intestino grueso superior e inferior: $H_{\text{colon}} = 0,57 H_{\text{ULI}} + 0,43 H_{\text{LLI}}$ [A–3].

^d Región torácica del tracto respiratorio.

^e Con fines de cálculo, los órganos restantes los forman las glándulas adrenales, el cerebro, la región extratorácica del tracto respiratorio, el intestino delgado, el riñón, los músculos, el páncreas, el bazo, el timo y el útero. En aquellos casos en los cuales la mayor parte de los órganos restantes expuestos reciben la dosis equivalente comprometida más alta de todos los órganos, habrá de aplicarse a dicho tejido u órgano un factor de ponderación de 0,025 y un factor de ponderación de 0,025 a la dosis media de peso ponderado en el resto de los otros órganos que se definen aquí [A–4].

REFERENCIAS DEL ANEXO

- [A-1] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena (1997).
- [A-2] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1991).
- [A-3] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 67, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1993).
- [A-4] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 69, Elsevier Science, Oxford y Nueva York (1995).

DEFINICIONES

Las definiciones siguientes se aplican en la presente publicación. A menos que se indique lo contrario, los términos que aparecen en el glosario de las NBS tienen las definiciones dadas en ese glosario.

absorción (*uptake*). Procesos mediante los cuales los radionucleidos penetran en los fluidos del cuerpo desde el tracto respiratorio o desde el tracto gastrointestinal o a través de la piel, o la fracción de una incorporación que penetra en los fluidos corporales mediante estos procesos.

actividad mínima detectable (AMD) (*minimum detectable activity (MDA)*). Actividad en una muestra que produce una tasa de recuento que será detectada (es decir, considerada por encima del fondo) con cierto nivel de confianza. En una muestra que contiene actividad igual a la AMD, las fluctuaciones aleatorias producirán una tasa de recuento inferior al nivel de decisión con cierta probabilidad β (normalmente del 5%), resultando por lo tanto un falso negativo (error Tipo II). También se hace referencia a esta cantidad como el límite de detección o el límite de detección más bajo y a la tasa de recuento como el nivel de determinación. Una muestra que contenga exactamente la AMD será considerada libre de actividad solamente en un 5% de las veces. (Véase el Apéndice II.)

actividad mínima significativa (AMS) (*minimum significant activity (MSA)*). Actividad contenida en una muestra y que produce una tasa de recuento que con toda seguridad puede distinguirse del fondo con un cierto nivel de confianza. Las fluctuaciones aleatorias en las mediciones de un blanco apropiado (incluidas todas las fuentes de variación) producirán una tasa de recuento a este nivel o por encima de él con una probabilidad α (se supone que normalmente sea un 5%). Por consiguiente, la observación de una tasa de recuento igual al nivel de la AMS da como resultado un falso positivo (error Tipo I), en sólo el 5% de los casos. También se hace referencia a esta cantidad como el límite de decisión, y a la tasa de recuento de esta cantidad como el nivel crítico. Una muestra que contenga exactamente la AMS se considerará libre de actividad en el 50% de las veces (es decir, la tasa de recuento será menor que la que corresponde al nivel de decisión), pero se considerará que una muestra real del fondo contiene actividad sólo el 5% de las veces. (Véase el Apéndice II.)

bioensayo (*bioassay*). Cualquier procedimiento utilizado para determinar el tipo, la cantidad, la situación y/o la retención de radionucleidos en el cuerpo por mediciones directas (in vivo) o por análisis in vitro del material excretado o eliminado del cuerpo.

coeficiente de dosis (*dose coefficient*). Dosis equivalente comprometida para el tejido por unidad de incorporación a la edad t_o , $h_T(\tau)$, o dosis efectiva

comprometida por unidad de incorporación, $e(\tau)$, donde τ es el período en años a lo largo del cual la dosis es calculada, es decir, 50 años para los adultos y $(70 - t_o)$ años para los niños. La unidad de $h_T(\tau)$ o $e(\tau)$ es Sv/Bq.

concentración derivada en aire (CDA) (*derived air concentration (DAC)*). Límite derivado de la concentración de la actividad en el aire de un radionucleido específico, calculado de tal forma que un trabajador típico que respire el aire con una contaminación constante en la CDA mientras realiza una actividad física ligera durante un año de trabajo, recibiría el límite anual de incorporación para el radionucleido en cuestión. Calculada como el límite anual de la dosis efectiva dividida por el coeficiente de dosis, $e(50)_{inh}$, y el volumen del aire inhalado por el trabajador adulto de referencia en un año activo ($2,4 \times 10^3 \text{ m}^3$). La unidad de la CDA es Bq/m³.

incorporación (*intake*). Acto o proceso en el cual los radionucleidos ingresan en el cuerpo, por inhalación o por ingestión o a través de la piel, o actividad adquirida por un cuerpo por ese acto o proceso.

incorporación aguda (*acute intake*). Incorporación única que se supone que se produce instantáneamente.

incorporación crónica (*chronic intake*). Incorporación que se produce a lo largo de un dilatado lapso de tiempo y que no puede suponerse que haya sido instantánea.

modelo biocinético (*biokinetic model*). Modelo matemático que describe la incorporación, absorción y retención de un radionucleido en varios órganos o tejidos del cuerpo y su posterior excreción del cuerpo por diversas vías.

vida media física (T_p) (*physical half-life* (T_p)). Tiempo transcurrido para que la actividad de un radionucleido disminuya al 50% como resultado de la desintegración radiactiva.

vida media biológica (*biological half-life*). Tiempo empleado por un sistema biológico, como puede ser un tejido o el cuerpo entero, para eliminar, mediante procesos naturales aparte de la desintegración radiactiva, el 50% de la cantidad de radionucleidos que han penetrado en él.

vida media efectiva (T_e) (*effective half-life* (T_e)). Tiempo que tarda una determinada cantidad de un radionucleido depositado en un organismo viviente en ser reducido al 50% como resultado de la acción combinada de la desintegración radiactiva y la eliminación biológica, es decir:

$$T_e = \frac{T_b T_p}{T_b + T_p}$$

donde T_b es la vida media biológica y T_p es la vida media física.

Modelo del tracto respiratorio humano

- DAMA (diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad)** (*AMAD (activity median aerodynamic diameter)*). El valor del diámetro² aerodinámico es aquel para el que el 50% de la actividad suspendida en el aire en un aerosol especificado se asocia a partículas más pequeñas que el DAMA y el 50% de la actividad se asocia a partículas mayores que el DAMA. Se usa cuando el depósito depende principalmente de la sedimentación y del impacto por inercia, típicamente cuando el DAMA es mayor que unos 0,5 μm . Para las partículas más pequeñas, el depósito depende principalmente de la difusión, y se emplea el DTMA (diámetro termodinámico de la mediana de actividad), definido de forma similar pero con referencia al diámetro² termodinámico de las partículas.
- depósito** (*deposition*). Procesos iniciales que determinan qué cantidad del material inhalado queda retenido en el tracto respiratorio después de la exhalación. El depósito de material puede ocurrir durante la inhalación y la exhalación.
- eliminación** (*clearance*). Supresión del material del tracto respiratorio mediante transporte de partículas y asimilación.
- región alveolar–intersticial (AI)** (*alveolar–interstitial (AI) region*). Incluye los bronquiolos, los sacos y conductos con sus alvéolos y el tejido conjuntivo intersticial.
- región bronquial (BB)** (*bronchial (BB) region*). Incluye la tráquea y los bronquios.
- región bronquiolar (bb)** (*bronchiolar (bb) region*). Incluye los bronquiolos y los bronquiolos terminales.
- transporte de partículas** (*particle transport*). Procesos que transfieren el material desde el tracto respiratorio al tracto gastrointestinal y a los nódulos linfáticos y mueven el material de una parte a otra del tracto respiratorio.
- vías respiratorias extratorácicas (ET)** (*extrathoracic (ET) airways*). Incluyen la parte anterior de la nariz (ET_1) y los conductos nasales posteriores, la boca, la faringe y la laringe (ET_2).
- vías respiratorias torácicas (TH)** (*thoracic (TH) airways*). Incluyen los bronquios (BB), los bronquiolos (bb) y la región alveolar–intersticial (AI).

² El diámetro aerodinámico de una partícula suspendida en el aire es el diámetro que una esfera de densidad 1 necesitaría para tener la misma velocidad terminal al asentarse en el aire que la partícula de interés. El diámetro termodinámico es el diámetro que una esfera de densidad 1 necesitaría para tener el mismo coeficiente de difusión en el aire que la partícula de interés.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y EXAMEN

Chevalier, C.	Electricité de France, Service Général de Medicine du Travail, Francia
Gustafsson, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Ishigure, N.	Instituto Nacional de Ciencias Radiológicas , Japón
Lipsztein, J.	Instituto de Radioproteção e Dosimetria/CNN, Brasil
Málátova, I.	Instituto Nacional de Protección Radiológica, República Checa
Nosske, D.	Bundesamt für Strahlenschutz, Alemania
Rahola, T.	Centro de Seguridad Nuclear y Radiológica, Finlandia
Stather, J.W.	National Radiological Protection Board, Reino Unido
Surendran, T.	Centro de Investigaciones Atómicas Bhabha, India
Toohey, R.E.	Instituto Oak Ridge para la Ciencia y la Educación, Estados Unidos
Wernli, C.	Instituto Paul Scherrer, Suiza
Whillans, D.	Ontario Hydro, Canadá
Wrixon, A.D.	National Radiological Protection Board, Reino Unido
Xia, Y.	Instituto de Energía Atómica, China

ÓRGANOS ASESORES PARA LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD

Comité Asesor sobre normas de seguridad de los desechos

Alemania: Landfermann, H.-H.; *Canadá:* Measures, M.; *China:* Ziqiang, P.; *España:* Butragueño, J.L.; *Estados Unidos de América:* Cool, D.A.; *Federación de Rusia:* Kutkov, V.A.; *Francia:* Pieckowski, J.; *Ghana:* Fletcher, J.J.; *Irlanda:* Turvey, F.J.; *Japón:* Matsumoto, Y.; *Reino Unido:* Creswell, L. (Presidente); *Sudáfrica:* Olivier, J.H.I.; *Suiza:* Jeschki, W.; *Ucrania:* Rudy, C.G.; *Comisión Europea:* Fraser, G.; *OIEA:* Mason, C. (Coordinador); *Comisión Internacional de Protección Radiológica:* Valentin, J.; *Oficina Internacional del Trabajo:* Niu, S.; *AEN/OCDE:* Lazo, E.; *Organización Mundial de la Salud:* Souchkevitch, G.; *Organización Panamericana de la Salud:* Borrás, C.

Comisión Asesora sobre normas de seguridad

Alemania: Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.; *Argentina:* Beninson, D.; *Australia:* Lokan, K., Burns, P.; *Canadá:* Bishop, A. (Presidente), Duncan, R.M.; *China:* Huang, Q., Zhao, C.; *España:* Alonso, A., Trueba, P.; *Estados Unidos de América:* Travers, W.D., Calln, L.J., Taylor, J.M.; *Francia:* Lacoste, A.-C., Asty, M.; *Japón:* Sumita, K., Sato, K.; *Reino Unido:* Williams, L.G., Harbison, S.A.; *República de Corea:* Lim, Y.K.; *República de Eslovaquia:* Lipár, M., Misák, J.; *Suecia:* Holm, L.-E.; *Suiza:* Prêtre, S.; *AEN/OCDE:* Frescura, G.; *Comisión Internacional de Protección Radiológica:* Valentin, J.; *OIEA:* Karbassioun, A. (Coordinador).