

Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

Protección radiológica ocupacional

Patrocinada conjuntamente por



IAEA



Guía de Seguridad General

Nº GSG-7



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA Y PUBLICACIONES CONEXAS

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Con arreglo a lo dispuesto en el artículo III de su Estatuto, el OIEA está autorizado a establecer o adoptar normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y a disponer lo necesario para aplicar esas normas.

Las publicaciones mediante las cuales el OIEA establece las normas pertenecen a la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*. Esta colección abarca la seguridad nuclear, radiológica, del transporte y de los desechos. La colección comprende las siguientes categorías: **Nociones Fundamentales de Seguridad, Requisitos de Seguridad y Guías de Seguridad**.

Para obtener información sobre el programa de normas de seguridad del OIEA puede consultarse el sitio del OIEA:

www.iaea.org/es/recursos/normas-de-seguridad

En este sitio se encuentran los textos en inglés de las normas de seguridad publicadas y de los proyectos de normas. También figuran los textos de las normas de seguridad publicados en árabe, chino, español, francés y ruso, el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* y un informe de situación sobre las normas de seguridad que están en proceso de elaboración. Para más información se ruega ponerse en contacto con el OIEA en la dirección: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria.

Se invita a los usuarios de las normas de seguridad del OIEA a informar al Organismo sobre su experiencia en la utilización de las normas (por ejemplo, si se han utilizado como base de los reglamentos nacionales, para realizar exámenes de la seguridad o para impartir cursos de capacitación), con el fin de asegurar que sigan satisfaciendo las necesidades de los usuarios. Se puede hacer llegar la información a través del sitio del OIEA o por correo postal a la dirección anteriormente señalada, o por correo electrónico a la dirección: Official.Mail@iaea.org.

PUBLICACIONES CONEXAS

El OIEA facilita la aplicación de las normas y, con arreglo a las disposiciones de los artículos III y VIII.C de su Estatuto, pone a disposición información relacionada con las actividades nucleares pacíficas, fomenta su intercambio y sirve de intermediario para ello entre sus Estados Miembros.

Los informes sobre seguridad en las actividades nucleares se publican como **Informes de Seguridad**, en los que se ofrecen ejemplos prácticos y métodos detallados que se pueden utilizar en apoyo de las normas de seguridad.

Existen asimismo otras publicaciones del OIEA relacionadas con la seguridad, como las relativas a la **preparación y respuesta para casos de emergencia**, los **informes sobre evaluación radiológica**, los **informes del INSAG** (Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear), los **informes técnicos** y los **documentos TECDOC**. El OIEA publica asimismo informes sobre accidentes radiológicos, manuales de capacitación y manuales prácticos, así como otras obras especiales relacionadas con la seguridad.

Las publicaciones relacionadas con la seguridad física aparecen en la *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*.

La *Colección de Energía Nuclear del OIEA* comprende publicaciones de carácter informativo destinadas a fomentar y facilitar la investigación, el desarrollo y la aplicación práctica de la energía nuclear con fines pacíficos. Incluye informes y guías sobre la situación y los adelantos de las tecnologías, así como experiencias, buenas prácticas y ejemplos prácticos en relación con la energía nucleoelectrónica, el ciclo del combustible nuclear, la gestión de desechos radiactivos y la clausura.

PROTECCIÓN
RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

El Estatuto del Organismo fue aprobado el 23 de octubre de 1956 en la Conferencia sobre el Estatuto del OIEA celebrada en la Sede de las Naciones Unidas (Nueva York); entró en vigor el 29 de julio de 1957. El Organismo tiene la Sede en Viena. Su principal objetivo es “acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero”.

COLECCIÓN DE
NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA N° GSG-7

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

GUÍA DE SEGURIDAD GENERAL

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

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2022

DERECHOS DE AUTOR

Todas las publicaciones científicas y técnicas del OIEA están protegidas en virtud de la Convención Universal sobre Derecho de Autor aprobada en 1952 (Berna) y revisada en 1972 (París). Desde entonces, la Organización Mundial de la Propiedad Intelectual (Ginebra) ha ampliado la cobertura de los derechos de autor para incluir la propiedad intelectual de obras electrónicas y virtuales. Es preciso obtener autorización para utilizar textos completos, o parte de ellos, que figuren en publicaciones del OIEA, en formato impreso o electrónico, y, por lo general, esta estará sujeta a un acuerdo sobre regalías. Se aceptan propuestas relativas a la reproducción y la traducción sin fines comerciales, que se examinarán individualmente. Las solicitudes de información deben dirigirse a la Sección Editorial del OIEA:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta
Sección Editorial
Organismo Internacional de Energía Atómica
Vienna International Centre
PO Box 100
1400 Viena (Austria)
fax: +43 1 26007 22529
tel.: +43 1 2600 22417
correo electrónico: sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/es/publicaciones>

© OIEA, 2022

Impreso por el OIEA en Austria
Junio de 2022
STI/PUB/1785

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

OIEA, VIENA, 2022

STI/PUB/1785

ISBN 978-92-0-308119-1 (papel)

ISBN 978-92-0-324621-7 (PDF)

ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

El OIEA está autorizado por su Estatuto a “establecer o adoptar [...] normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad” —normas que el OIEA debe utilizar en sus propias operaciones y que los Estados pueden aplicar mediante sus disposiciones de reglamentación de la seguridad nuclear y radiológica—. A esos efectos, el OIEA consulta con los órganos competentes de las Naciones Unidas y con los organismos especializados pertinentes. Un amplio conjunto de normas de alta calidad revisadas periódicamente es un elemento clave de un régimen de seguridad mundial estable y sostenible, como también lo es la asistencia del OIEA en la aplicación de esas normas.

El OIEA inició su programa de normas de seguridad en 1958. El énfasis puesto en su calidad, idoneidad y mejora continua ha redundado en el uso generalizado de las normas del OIEA en todo el mundo. La *Colección de Normas de Seguridad* incluye ahora principios fundamentales de seguridad unificados, que representan un consenso internacional acerca de lo que debe constituir un alto grado de protección y seguridad. Con el firme apoyo de la Comisión sobre Normas de Seguridad, el OIEA se esfuerza por promover la aceptación y el uso a escala mundial de sus normas.

Las normas solo son eficaces si se aplican adecuadamente en la práctica. Los servicios de seguridad del OIEA abarcan el diseño, la selección de emplazamientos y la seguridad técnica, la seguridad operacional, la seguridad radiológica, la seguridad en el transporte de materiales radiactivos y la seguridad en la gestión de los desechos radiactivos, así como la organización a nivel gubernamental, las cuestiones relacionadas con reglamentación y la cultura de la seguridad en las organizaciones. Estos servicios de seguridad prestan asistencia a los Estados Miembros en la aplicación de las normas y posibilitan el intercambio de experiencias y conocimientos valiosos.

La reglamentación de la seguridad es una responsabilidad nacional y muchos Estados han decidido adoptar las normas del OIEA para incorporarlas en sus reglamentos nacionales. Para las partes en las diversas convenciones internacionales sobre seguridad, las normas del OIEA son un medio coherente y fiable de asegurar el cumplimiento eficaz de las obligaciones emanadas de esas convenciones. Los órganos reguladores y los explotadores de todo el mundo también aplican las normas para mejorar la seguridad en la generación de energía nucleoelectrónica y en las aplicaciones de la energía nuclear en la medicina, la industria, la agricultura y la investigación.

La seguridad no es un fin en sí misma, sino un requisito indispensable para la protección de las personas de todos los Estados y del medio ambiente, ahora y en el futuro. Los riesgos relacionados con la radiación ionizante deben evaluarse

y controlarse sin restringir indebidamente la contribución de la energía nuclear al desarrollo equitativo y sostenible. Los Gobiernos, los órganos reguladores y los explotadores de todo el mundo deben velar por que los materiales nucleares y las fuentes de radiación se utilicen con fines beneficiosos y de manera segura y ética. Las normas de seguridad del OIEA están concebidas para facilitar esa tarea, y aliento a todos los Estados Miembros a hacer uso de ellas.

PREFACIO

La exposición ocupacional a radiación ionizante es una posibilidad en una variedad de industrias, instituciones médicas, establecimientos de enseñanza e investigación e instalaciones del ciclo del combustible nuclear. Para el uso seguro y justificado de la radiación, los materiales radiactivos y la energía nuclear, se requieren niveles adecuados de protección radiológica de los trabajadores.

En 2006, el OIEA publicó los *Principios fundamentales de seguridad (Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SF-1)*, bajo el patrocinio conjunto de la Agencia para la Energía Nuclear (AEN) de la OCDE (AEN de la OCDE), la Comunidad Europea de la Energía Atómica (Euratom), el OIEA, la Organización de las Naciones Unidas para la Alimentación y la Agricultura (FAO), la Organización Internacional del Trabajo (OIT), la Organización Marítima Internacional, la Organización Mundial de la Salud (OMS), la Organización Panamericana de la Salud (OPS) y el Programa de las Naciones Unidas para el Medio Ambiente (PNUMA). En esa publicación se establecen el objetivo fundamental de la seguridad y los principios de la protección y la seguridad.

En 2014 vio la luz la publicación del OIEA titulada *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad (Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 3)*, preparada bajo el patrocinio conjunto de la AEN de la OCDE, la Comisión Europea, la FAO, el OIEA, la OIT, la OMS, la OPS y el PNUMA. En ella se exponen los requisitos que deben satisfacerse para cumplir el objetivo fundamental de la seguridad y aplicar los principios de seguridad establecidos en los *Principios fundamentales de seguridad*.

El establecimiento de requisitos y orientaciones de seguridad para la protección radiológica ocupacional es un elemento importante del apoyo que el OIEA brinda a sus Estados Miembros para mejorar la protección y seguridad radiológicas. El objetivo de las actividades del OIEA en este ámbito es promover un enfoque internacionalmente armonizado de la protección radiológica ocupacional mediante la elaboración y aplicación de normas para optimizar la protección y la seguridad, restringir la exposición y aplicar las técnicas modernas de protección radiológica en el lugar de trabajo.

La presente guía de seguridad fue preparada conjuntamente por el OIEA y la Oficina Internacional del Trabajo con el fin de ofrecer orientaciones para cumplir los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 con respecto a la exposición ocupacional. Contiene orientaciones generales sobre las condiciones de exposición en que es preciso establecer programas de protección radiológica, con inclusión de programas de monitorización para evaluar las dosis de radiación recibidas por los trabajadores a raíz de la exposición causada por las fuentes de

radiación externas y por la incorporación de radionucleidos. También contiene orientaciones específicas para determinar las dosis resultantes de esos dos tipos de exposición.

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

ANTECEDENTES

La radiactividad es un fenómeno natural y las fuentes naturales de radiación son una característica del medio ambiente. Las radiaciones y las sustancias radiactivas tienen muchas aplicaciones beneficiosas, que van desde la generación de electricidad hasta los usos en la medicina, la industria y la agricultura. Los riesgos radiológicos que estas aplicaciones pueden entrañar para los trabajadores y el público y para el medio ambiente deben evaluarse y, de ser necesario, controlarse.

Para ello es preciso que actividades tales como los usos de la radiación con fines médicos, la explotación de instalaciones nucleares, la producción, el transporte y la utilización de material radiactivo y la gestión de los desechos radiactivos estén sujetas a normas de seguridad.

La reglamentación relativa a la seguridad es una responsabilidad nacional. Sin embargo, los riesgos radiológicos pueden trascender las fronteras nacionales, y la cooperación internacional ayuda a promover y aumentar la seguridad en todo el mundo mediante el intercambio de experiencias y el mejoramiento de la capacidad para controlar los peligros, prevenir los accidentes, responder a las emergencias y mitigar las consecuencias nocivas.

Los Estados tienen una obligación de diligencia, y deben cumplir sus compromisos y obligaciones nacionales e internacionales.

Las normas internacionales de seguridad ayudan a los Estados a cumplir sus obligaciones dimanantes de los principios generales del derecho internacional, como las que se relacionan con la protección del medio ambiente. Las normas internacionales de seguridad también promueven y afirman la confianza en la seguridad, y facilitan el comercio y los intercambios internacionales.

Existe un régimen mundial de seguridad nuclear que es objeto de mejora continua. Las normas de seguridad del OIEA, que apoyan la aplicación de instrumentos internacionales vinculantes y la creación de infraestructuras nacionales de seguridad, son una piedra angular de este régimen mundial. Las normas de seguridad del OIEA constituyen un instrumento útil para las partes contratantes en la evaluación de su desempeño en virtud de esas convenciones internacionales.

LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Las normas de seguridad del OIEA se basan en el Estatuto de este, que autoriza al OIEA a establecer o adoptar, en consulta y, cuando proceda, en colaboración con los órganos competentes de las Naciones Unidas y con los organismos especializados interesados, normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, y proveer a la aplicación de estas normas.

Con miras a garantizar la protección de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante, las normas de seguridad del OIEA establecen principios fundamentales de seguridad, requisitos y medidas para controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la emisión de materiales radiactivos al medio ambiente, reducir la probabilidad de sucesos que puedan dar lugar a una pérdida de control sobre el núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva o cualquier otra fuente de radiación, y mitigar las consecuencias de esos sucesos si se producen. Las normas se aplican a instalaciones y actividades que dan lugar a riesgos radiológicos, comprendidas las instalaciones nucleares, el uso de la radiación y de las fuentes radiactivas, el transporte de materiales radiactivos y la gestión de los desechos radiactivos.

Las medidas de seguridad tecnológica y las medidas de seguridad física¹ tienen en común la finalidad de proteger la vida y la salud humanas y el medio ambiente. Las medidas de seguridad tecnológica y de seguridad física deben diseñarse y aplicarse en forma integrada, de modo que las medidas de seguridad física no comprometan la seguridad tecnológica y las medidas de seguridad tecnológica no comprometan la seguridad física.

Las normas de seguridad del OIEA reflejan un consenso internacional con respecto a lo que constituye un alto grado de seguridad para proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante. Las normas se publican en la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, que comprende tres categorías (véase la figura 1).

Nociones Fundamentales de Seguridad

Las Nociones Fundamentales de Seguridad presentan los objetivos y principios fundamentales de protección y seguridad, y constituyen la base de los requisitos de seguridad.

¹ Véanse también las publicaciones de la *Colección de Seguridad Física Nuclear del OIEA*.

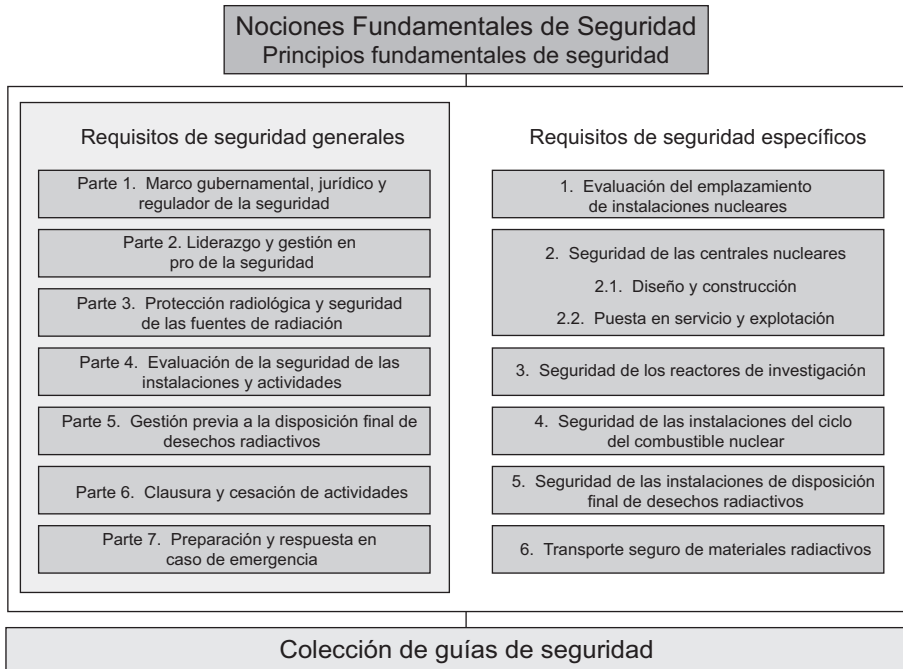


Fig. 1. Estructura a largo plazo de la Colección de Normas de Seguridad del OIEA.

Requisitos de Seguridad

Un conjunto integrado y coherente de requisitos de seguridad establece los requisitos que se han de cumplir para garantizar la protección de las personas y el medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro. Los requisitos se rigen por los objetivos y principios de las Nociones Fundamentales de Seguridad. Si los requisitos no se cumplen, deben adoptarse medidas para alcanzar o restablecer el grado de seguridad requerido. El formato y el estilo de los requisitos facilitan su uso para establecer, de forma armonizada, un marco nacional de reglamentación. En los requisitos de seguridad se emplean formas verbales imperativas, junto con las condiciones conexas que deben cumplirse. Muchos de los requisitos no se dirigen a una parte en particular, lo que significa que incumbe cumplirlos a las partes que corresponda.

Guías de Seguridad

Las guías de seguridad ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir los requisitos de seguridad, lo que indica un consenso internacional en el sentido de que es necesario adoptar las medidas recomendadas (u otras medidas

equivalentes). Las guías de seguridad contienen ejemplos de buenas prácticas internacionales y dan cuenta cada vez más de las mejores prácticas que existen para ayudar a los usuarios que tratan de alcanzar altos grados de seguridad. En la formulación de las recomendaciones de las guías de seguridad se emplean formas verbales condicionales.

APLICACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Los principales usuarios de las normas de seguridad en los Estados Miembros del OIEA son órganos reguladores y otras autoridades nacionales competentes. También hacen uso de las normas de seguridad del OIEA organizaciones copatrocinadoras y muchas organizaciones que diseñan, construyen y explotan instalaciones nucleares, así como organizaciones en las que se usan radiaciones o fuentes radiactivas.

Las normas de seguridad del OIEA se aplican, según el caso, a lo largo de toda la vida de todas las instalaciones y actividades —existentes y nuevas— que tienen fines pacíficos, y a las medidas protectoras destinadas a reducir los riesgos existentes en relación con las radiaciones. Los Estados también pueden usarlas como referencia para sus reglamentos nacionales relativos a instalaciones y actividades.

De conformidad con el Estatuto del OIEA, las normas de seguridad tienen carácter vinculante para el OIEA en relación con sus propias operaciones, así como para los Estados en relación con las operaciones realizadas con la asistencia del OIEA.

Las normas de seguridad del OIEA también constituyen la base de los servicios de examen de la seguridad que este brinda; el OIEA recurre a esos servicios en apoyo de la creación de capacidad, incluida la elaboración de planes de enseñanza y la creación de cursos de capacitación.

Los convenios internacionales contienen requisitos similares a los que figuran en las normas de seguridad del OIEA y tienen carácter vinculante para las partes contratantes. Las normas de seguridad del OIEA, complementadas por convenios internacionales, normas de la industria y requisitos nacionales detallados, forman una base coherente para la protección de las personas y el medio ambiente. Existen también algunos aspectos de la seguridad especiales que se deben evaluar a nivel nacional. Por ejemplo, muchas de las normas de seguridad del OIEA, en particular las que tratan aspectos relativos a la seguridad en la planificación o el diseño, se conciben con el fin de aplicarlas principalmente a nuevas instalaciones y actividades. Es posible que algunas instalaciones existentes construidas conforme a normas anteriores no cumplan plenamente los requisitos especificados en las normas de seguridad del OIEA. Corresponde a

cada Estado decidir el modo en que deberán aplicarse las normas de seguridad del OIEA a esas instalaciones.

Las consideraciones científicas en las que descansan las normas de seguridad del OIEA proporcionan una base objetiva para la adopción de decisiones acerca de la seguridad; sin embargo, las instancias decisorias deben también formarse opiniones fundamentadas y determinar la mejor manera de equilibrar los beneficios de una medida o actividad con los riesgos radiológicos conexos y cualquier otro efecto perjudicial a que pueda dar lugar esa medida o actividad.

PROCESO DE ELABORACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

En la elaboración y el examen de las normas de seguridad participan la Secretaría del OIEA y cinco comités de normas de seguridad, que se ocupan de la preparación y respuesta para casos de emergencia (EPRéSC) (a partir de 2016), la seguridad nuclear (NUSSC), la seguridad radiológica (RASSC), la seguridad de los desechos radiactivos (WASSC) y el transporte seguro de materiales radiactivos (TRANSSC), así como la Comisión sobre Normas de Seguridad (CSS), que supervisa el programa de normas de seguridad del OIEA (véase la figura 2).

Todos los Estados Miembros del OIEA pueden designar expertos para que participen en los comités de normas de seguridad y formular observaciones sobre los proyectos de normas. Los miembros de la Comisión sobre Normas de Seguridad son designados por el Director General y figuran entre ellos altos funcionarios gubernamentales encargados del establecimiento de normas nacionales.

Se ha creado un sistema de gestión para los procesos de planificación, desarrollo, examen, revisión y establecimiento de normas de seguridad del OIEA. Ese sistema articula el mandato del OIEA, la visión relativa a la futura aplicación de las normas de seguridad, las políticas y las estrategias, y las correspondientes funciones y responsabilidades.

INTERACCIÓN CON OTRAS ORGANIZACIONES INTERNACIONALES

En la elaboración de las normas de seguridad del OIEA se tienen en cuenta las conclusiones del Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) y las recomendaciones de órganos internacionales de expertos, en particular la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP). Algunas normas de seguridad se elaboran en cooperación con otros órganos del sistema de las Naciones Unidas u otros organismos especializados, entre ellos la Organización de las Naciones Unidas

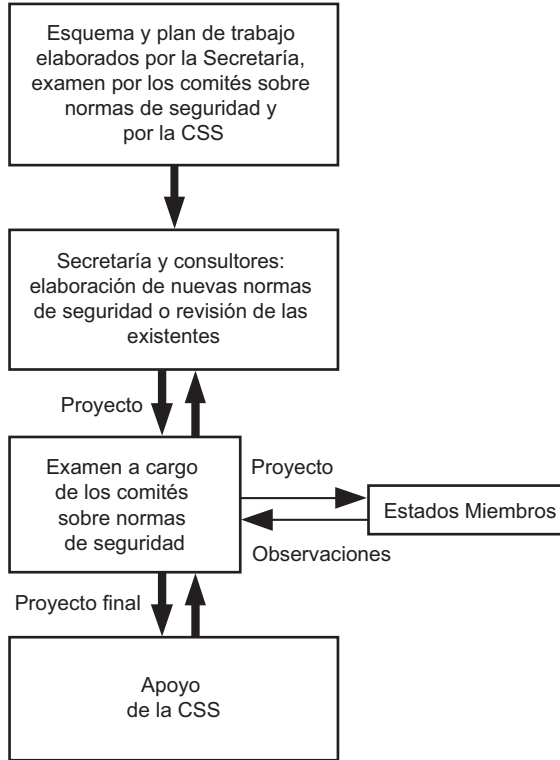


Fig. 2. Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente.

para la Alimentación y la Agricultura, el Programa de las Naciones Unidas para el Medio Ambiente, la Organización Internacional del Trabajo, la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE, la Organización Panamericana de la Salud y la Organización Mundial de la Salud.

INTERPRETACIÓN DEL TEXTO

Los términos relacionados con la seguridad se interpretarán como se definen en el *Glosario de Seguridad Tecnológica del OIEA* (véase la dirección <http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/glossary/safety-glossary-spanish.pdf>). En el caso de las Guías de Seguridad, el texto en inglés es la versión autorizada.

En la Introducción que figura en la sección I de cada publicación se presentan los antecedentes y el contexto de cada norma de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, así como sus objetivos, alcance y estructura.

Todo el material para el cual no existe un lugar adecuado en el cuerpo del texto (por ejemplo, información de carácter complementario o independiente del texto principal, que se incluye en apoyo de declaraciones que figuran en el texto principal, o que describe métodos de cálculo, procedimientos o límites y condiciones) puede presentarse en apéndices o anexos.

Cuando figuran en la publicación, los apéndices se consideran parte integrante de la norma de seguridad. El material que figura en un apéndice tiene el mismo valor que el texto principal y el OIEA asume su autoría. Los anexos y notas de pie de página del texto principal, en su caso, se utilizan para proporcionar ejemplos prácticos o información o explicaciones adicionales. Los anexos y notas de pie de página no son parte integrante del texto principal. La información publicada por el OIEA en forma de anexos no es necesariamente de su autoría; la información que corresponda a otros autores podrá presentarse en forma de anexos. La información procedente de otras fuentes que se presenta en los anexos ha sido extraída y adaptada para que sea de utilidad general.

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN	1
	Antecedentes (1.1-1.7).....	1
	Objetivo (1.8).....	3
	Ámbito de aplicación (1.9)	3
	Estructura (1.10-1.12)	3
2.	MARCO PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL.....	5
	Exposición ocupacional y tipos de situaciones de exposición (2.1-2.4).....	5
	Principios de protección radiológica (2.5-2.14)	7
	Responsabilidades (2.15-2.19)	9
	Enfoque graduado (2.20-2.22).....	11
	Sistema de gestión (2.23-2.26)	12
	Magnitudes dosimétricas (2.27-2.72)	13
3.	EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN PLANIFICADAS (3.1-3.7)	27
	Optimización (3.8-3.33)	29
	Limitación de las dosis (3.34-3.48).....	37
	Programa de protección radiológica (3.49-3.158).....	41
	Exposición de los trabajadores debida a fuentes naturales (3.159-3.181).....	75
4.	EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES EN UNA EMERGENCIA NUCLEAR O RADIOLÓGICA (4.1-4.4)	85
	Planificación para casos de emergencia y responsabilidades correspondientes (4.5-4.6)	86
	Protección de los trabajadores de emergencias (4.7-4.17)	87
	Gestión de la exposición de los trabajadores de emergencias (4.18-4.25).....	91
	Evaluación de la exposición (4.26-4.29).....	94
	Atención médica (4.30-4.32).....	95

5.	EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES (5.1-5.7)	96
	Estrategias de protección (5.8-5.13)	98
	Justificación (5.14-5.15)	99
	Optimización (5.16-5.23)	100
	Exposición resultante de las medidas reparadoras en zonas contaminadas con materiales radiactivos residuales (5.24-5.44) . . .	101
	Exposición debida al radón (5.45-5.72).	108
	Exposición debida a la radiación cósmica (5.73-5.88)	116
6.	PROTECCIÓN DE LOS TRABAJADORES EN CASOS ESPECIALES (6.1)	122
	Trabajadoras embarazadas o con hijos lactantes (6.2-6.20)	122
	Trabajadores itinerantes (6.21-6.100)	127
7.	MONITORIZACIÓN Y EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL	153
	Evaluación de la exposición externa (7.1-7.132)	153
	Evaluación de la exposición interna (7.133-7.227).	191
	Evaluación de la exposición en situaciones de emergencia (7.228-7.243).	216
	Contaminación cutánea (7.244-7.250).	220
	Registros de la exposición ocupacional (7.251-7.273)	222
8.	SISTEMA DE GESTIÓN DE LOS PROVEEDORES DE SERVICIOS TÉCNICOS.	229
	Consideraciones generales (8.1-8.14)	229
	Responsabilidad de la administración (8.15-8.25)	233
	Ejecución de los procesos (8.26-8.48).	236
	Medición, evaluación y mejora del desempeño (8.49-8.70)	241
	Orientaciones adicionales para los proveedores de servicios de calibración y ensayos (8.71-8.101)	246
9.	CONTROLES TECNOLÓGICOS, CONTROLES ADMINISTRATIVOS Y EQUIPO DE PROTECCIÓN PERSONAL	253
	Consideraciones generales (9.1-9.7)	253

Blindaje (9.8-9.9)	255
Ventilación (9.10-9.19)	256
Control del polvo (9.20-9.21)	259
Derrame de materiales radiactivos (9.22-9.23)	260
Contaminación superficial (9.24-9.46)	260
Descontaminación del equipo y del personal (9.47-9.52)	267
Equipo de protección personal (9.53-9.64)	269
Rotación en el trabajo (9.65)	272
Consideraciones especiales para las operaciones de procesamiento de minerales que incluyen material radiactivo natural (9.66-9.72)	272
10. VIGILANCIA DE LA SALUD DE LOS TRABAJADORES	274
Responsabilidades (10.1-10.7)	274
Programa de vigilancia de la salud de los trabajadores (10.8-10.10)	276
Reconocimiento médico de los trabajadores (10.11-10.24)	277
Notificación de dolencias y de los casos de sobrexposición (10.25-10.27)	280
Historias clínicas (10.28)	281
Gestión de los trabajadores sometidos a sobrexposición (10.29-10.34)	281
APÉNDICE I: EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES A MATERIAL RADIATIVO NATURAL	283
APÉNDICE II: MÉTODOS Y SISTEMAS DE MONITORIZACIÓN INDIVIDUAL PARA EVALUAR LA EXPOSICIÓN EXTERNA	286
APÉNDICE III: INSTRUMENTOS DE MONITORIZACIÓN DEL LUGAR DE TRABAJO PARA EVALUAR LA EXPOSICIÓN EXTERNA	299
APÉNDICE IV: MODELOS BIOCINÉTICOS PARA EVALUAR LA EXPOSICIÓN INTERNA	309
APÉNDICE V: MÉTODOS DE MONITORIZACIÓN INDIVIDUAL DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA	316

REFERENCIAS	335
ANEXO: TÉCNICAS DE DOSIMETRÍA RETROSPECTIVA	353
ABREVIACIONES	365
COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN	367

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. La exposición ocupacional a la radiación es posible en diversas actividades humanas, como el trabajo en las diferentes etapas del ciclo del combustible nuclear, el uso de radiaciones en la medicina, la investigación científica, la agricultura y la industria, y las ocupaciones que comportan una exposición causada por fuentes naturales.

1.2. En la publicación N° SF-1 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Principios fundamentales de seguridad* [1], se presentan el objetivo fundamental de la seguridad y los principios de la protección y la seguridad. Los requisitos para el cumplimiento de ese objetivo y esos principios, incluidos los requisitos de protección de los trabajadores expuestos a fuentes de radiación, se establecen en la publicación N° GSR Part 3 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad* [2], elaborada bajo el patrocinio conjunto del OIEA y otras siete organizaciones internacionales.

1.3. La presente guía de seguridad, preparada conjuntamente por el OIEA y la Oficina Internacional del Trabajo, ofrece orientaciones para cumplir los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2] con respecto a la exposición ocupacional. Contiene orientaciones generales sobre las condiciones de exposición en que es preciso establecer programas de protección radiológica, con inclusión de programas de monitorización para evaluar las dosis de radiación recibidas por los trabajadores a raíz de la exposición causada por fuentes de radiación externas y por la incorporación de radionucleidos. También contiene orientaciones específicas para determinar las dosis resultantes de esos dos tipos de exposición.

1.4. La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) [3] ha formulado recomendaciones sobre los sistemas de protección radiológica. Esas y otras recomendaciones vigentes de la ICRP y de la Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas (ICRU) se tuvieron en cuenta en la preparación de la presente guía de seguridad.

1.5. La protección radiológica es, naturalmente, solo uno de los componentes de la protección de la salud y la seguridad generales del trabajador. El programa de protección radiológica debe establecerse y gestionarse

conjuntamente con los de otras disciplinas de la salud y la seguridad, como la higiene industrial, la higiene médica, la seguridad industrial y la seguridad contra incendios.

1.6. La presente guía de seguridad brinda orientaciones para cumplir los requisitos de protección radiológica ocupacional establecidos en la publicación GSR Part 3 [2]. Contiene orientaciones generales para elaborar programas de protección radiológica ocupacional que respondan a los requisitos de esa publicación y a las fuentes de radiación que puedan existir en los distintos lugares de trabajo, así como orientaciones más detalladas para monitorizar y evaluar la exposición de los trabajadores causada por fuentes de radiación externas y por la incorporación de radionucleidos. Esta guía de seguridad refleja la situación actual con respecto a las prácticas recomendadas y los principios aceptados a nivel internacional para la protección radiológica ocupacional, teniendo en cuenta los importantes cambios ocurridos desde 1999.

1.7. Esta guía de seguridad actualiza y sustituye las orientaciones proporcionadas en cinco guías de seguridad anteriores: *Protección radiológica ocupacional*¹; *Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos*²; *Evaluación de la exposición ocupacional debida a fuentes externas de radiación*³; *Protección radiológica ocupacional en la minería y el tratamiento de las materias primas*⁴; y *The Management System for Technical Services in Radiation Safety*⁵.

¹ ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Protección radiológica ocupacional, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.1, OIEA, Viena (2004).

² ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.2, OIEA, Viena (2004).

³ ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Evaluación de la exposición ocupacional debida a fuentes externas de radiación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.3, OIEA, Viena (2004).

⁴ OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Protección radiológica ocupacional en la minería y el tratamiento de las materias primas, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.6, OIEA, Viena (2009).

⁵ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *The Management System for Technical Services in Radiation Safety, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.2, IAEA, Vienna* (2008).

OBJETIVO

1.8. El objetivo de esta guía de seguridad es brindar orientaciones para el control de la exposición ocupacional. Las recomendaciones formuladas están destinadas a los órganos reguladores, pero la guía será de utilidad también a los empleadores, los titulares de licencias y los titulares registrados, los órganos de gestión y sus asesores especializados, y los comités de salud y seguridad que se ocupan de la protección radiológica de los trabajadores. Las recomendaciones pueden ser utilizadas asimismo por los trabajadores y sus representantes para promover prácticas de trabajo seguras.

ÁMBITO DE APLICACIÓN

1.9. La presente guía de seguridad aborda los aspectos técnicos y organizativos del control de la exposición ocupacional. La intención es proporcionar un enfoque integrado del control de la exposición efectiva y potencial, externa e interna, a la radiación emitida por fuentes artificiales y naturales.

ESTRUCTURA

1.10. En la sección 2 se presenta un panorama general del marco básico para la protección radiológica ocupacional, con una explicación de los tres tipos de situaciones de exposición (situaciones de exposición planificadas, de emergencia y existentes), los principios de protección radiológica básicos y su aplicación a la protección de los trabajadores, y las magnitudes dosimétricas utilizadas. En las secciones 3 a 5 se exponen las orientaciones para cumplir los requisitos de la publicación GSR Part 3 [2] en cada uno de los tres tipos de situaciones de exposición. La sección 3 versa sobre la protección radiológica ocupacional en las situaciones de exposición planificadas, e incluye la aplicación de los principios de optimización y de limitación de dosis, el programa de protección radiológica, y orientaciones específicas para la protección de los trabajadores expuestos a la radiación de fuentes naturales. La sección 4 trata de la protección de los trabajadores en una emergencia nuclear o radiológica, describiendo la preparación de un plan para casos de emergencia, la aplicación de los principios de optimización y de limitación de dosis en situaciones de emergencia, y la evaluación y gestión de la exposición de los trabajadores de emergencias. La sección 5 está dedicada a la protección de los trabajadores en las situaciones de exposición existentes, incluido el establecimiento de una estrategia de protección y un marco jurídico y regulador adecuados. Esta sección contiene

también orientaciones específicas para la protección de los trabajadores contra la exposición causada por materiales radiactivos residuales de actividades o accidentes del pasado, por el radón presente en los lugares de trabajo y por la radiación cósmica en las aeronaves y las naves espaciales.

1.11. Las secciones 6 a 10 ofrecen orientaciones sobre aspectos más específicos de la protección radiológica ocupacional. En la sección 6 se describen las medidas especiales que deben adoptarse para la protección de dos grupos particulares de trabajadores: las trabajadoras embarazadas o con hijos lactantes y los trabajadores itinerantes. La sección 7 presenta orientaciones detalladas sobre la monitorización y evaluación de la exposición ocupacional, en particular: los programas, sistemas y equipos de monitorización; la estimación de las incertidumbres; los ensayos y la calibración; la interpretación de los resultados de la monitorización; y el mantenimiento de registros. Estas orientaciones abarcan la monitorización tanto de las personas como del lugar de trabajo, la exposición externa e interna y la contaminación cutánea, así como la evaluación de la exposición en situaciones de emergencia. En la sección 8 figuran orientaciones sobre el sistema de gestión de los proveedores de servicios técnicos de protección radiológica ocupacional, en particular, de servicios de calibración, ensayos y dosimetría. La sección 9 describe los controles tecnológicos y administrativos para la protección y la seguridad ocupacionales, con inclusión del mantenimiento de una buena calidad del aire, la provisión de un blindaje adecuado y el control de la contaminación. También contiene orientaciones sobre el uso de equipo de protección personal. La sección 10 trata sobre los programas de vigilancia de la salud de los trabajadores, e incluye orientaciones sobre el reconocimiento médico de los trabajadores, las historias clínicas y la atención de los trabajadores sometidos a sobreexposición.

1.12. En cinco apéndices y un anexo se presentan orientaciones adicionales y más detalladas sobre la exposición de los trabajadores causada por el material radiactivo natural, los métodos y sistemas de monitorización individual para evaluar la exposición externa, los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo para evaluar la exposición externa, los métodos de monitorización y evaluación de la exposición interna (incluida la modelización biocinética) y las técnicas de dosimetría retrospectiva.

2. MARCO PARA LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

EXPOSICIÓN OCUPACIONAL Y TIPOS DE SITUACIONES DE EXPOSICIÓN

2.1. La exposición ocupacional es la exposición en que incurren los trabajadores en el curso de sus labores, sea cual sea la situación de exposición. A los efectos de establecer los requisitos prácticos para la protección y la seguridad, la publicación GSR Part 3 [2] hace una distinción entre tres tipos de situaciones: las situaciones de exposición planificadas, las situaciones de exposición de emergencia y las situaciones de exposición existentes. Como se señala en el párrafo 1.20 de dicha publicación:

- a) La *situación de exposición planificada* es una situación de exposición que surge a raíz de la utilización planificada de una fuente o de una actividad planificada que tiene como resultado una exposición debida a una fuente. Puesto que pueden adoptarse disposiciones para la protección y la seguridad antes de iniciar la actividad en cuestión, las exposiciones conexas y la probabilidad de que se produzcan pueden limitarse desde el principio. Los principales medios de controlar la exposición en situaciones de exposición planificadas son el diseño apropiado de instalaciones, equipo y procedimientos operacionales, y la capacitación...
- b) La *situación de exposición de emergencia* es una situación de exposición que se da como resultado de un accidente, acto doloso o cualquier otro suceso inesperado, y requiere la pronta adopción de medidas para evitar o reducir las consecuencias adversas. Deben estudiarse medidas preventivas y mitigadoras antes de que se presente una situación de exposición de emergencia. Sin embargo, una vez que esa situación se produce, las exposiciones solo pueden reducirse mediante la aplicación de medidas protectoras.
- c) La *situación de exposición existente* es una situación de exposición que ya existe cuando tiene que tomarse una decisión sobre la necesidad de control. Entre las situaciones de exposición existentes figuran las situaciones de exposición a la radiación de fondo natural, así como las de exposición debida a materiales radiactivos residuales provenientes de prácticas anteriores que no estuvieron sometidas

a control reglamentario o que permanecen una vez terminada la situación de exposición de emergencia”.

La presente guía de seguridad ofrece orientaciones para la protección de los trabajadores en cada uno de estos tres tipos de situaciones de exposición.

2.2. El párrafo 1.21 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“Las descripciones que figuran en el párrafo 1.20 de los tres tipos de situación de exposición no siempre bastan para determinar de manera inequívoca de qué tipo de situación de exposición se trata dadas unas circunstancias particulares. Por ejemplo, las transiciones de una situación de exposición de emergencia a una situación de exposición existente pueden darse progresivamente con el tiempo; y algunas exposiciones debidas a fuentes naturales pueden presentar algunas características tanto de las situaciones de exposición planificadas como de las situaciones de exposición existentes. En las presentes Normas, se ha determinado el tipo de situación de exposición más apropiado para circunstancias concretas teniendo en cuenta consideraciones prácticas”.

2.3. En el párrafo 1.20 a) de la publicación GSR Part 3 [2] figura la siguiente referencia a la exposición potencial:

“En las situaciones de exposición planificadas cabe prever que haya cierto grado de exposición. Cuando no existe la certeza de que la exposición se vaya a producir, sino que esta podría ser resultado de un accidente o deberse a un suceso o una serie de sucesos que podrían darse pero no es seguro que así sea, esto se denomina ‘exposición potencial’.

.....

Si el suceso o la serie de sucesos que se ha tenido en cuenta en la evaluación de la exposición potencial llega a producirse, puede tratarse como una situación de exposición planificada o, si se ha declarado una emergencia, como una situación de exposición de emergencia”.

2.4. Algunas formas de exposición están excluidas del alcance de la publicación GSR Part 3 [2]. El párrafo 1.42 de dicha publicación dice lo siguiente:

“Estas Normas son de aplicación en todas las situaciones que entrañan exposición a la radiación que es susceptible de control. Las exposiciones

que se consideran no susceptibles de control se excluyen del alcance de las presentes Normas.⁸

⁸ Está generalmente aceptado, por ejemplo, que no es factible controlar el ⁴⁰K en el cuerpo o la radiación cósmica en la superficie de la Tierra”.

En la sección 3 se examinan los componentes de la exposición debida a fuentes de radiación naturales que pueden tener que ser objeto de control como exposición ocupacional.

PRINCIPIOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

2.5. Los tres principios generales de la protección radiológica, que se refieren a la justificación, la optimización de la protección y la aplicación de límites de dosis (la limitación de las dosis), se expresan en los principios de seguridad 4 a 6 y 10 de los *Principios fundamentales de seguridad* [1]. En virtud del requisito 1 de la publicación GSR Part 3 [2], “[**I]as partes con responsabilidades en materia de protección y seguridad asegurarán que los principios de protección radiológica se apliquen en todas las situaciones de exposición”**].

Justificación

2.6. Los párrafos 2.8 y 2.9 de la publicación GSR Part 3 [2] rezan como sigue:

“2.8. En las situaciones de exposición planificadas, cada parte con responsabilidades en materia de protección y seguridad asegurará, cuando los requisitos pertinentes se apliquen a esa parte, que no se realice ninguna práctica a menos que esta esté justificada.

2.9. En las situaciones de exposición de emergencia y las situaciones de exposición existentes, cada parte con responsabilidades en materia de protección y seguridad asegurará, cuando los requisitos pertinentes se apliquen a esa parte, que las medidas protectoras o las medidas reparadoras estén justificadas y se realicen de tal forma que se alcancen los objetivos fijados en una estrategia de protección”.

2.7. En las situaciones de exposición planificadas, esto significa que no podrá utilizarse ninguna práctica, ni ninguna fuente adscrita a una práctica, que no genere, para las personas expuestas o para la sociedad, un beneficio que compense el daño (incluido el detrimento por la radiación) que pueda causar; es decir, solo

podrán utilizarse prácticas que se justifiquen, una vez considerados los factores sociales, económicos y de otra índole pertinentes.

2.8. Para determinar si una práctica se justifica, deben tomarse en consideración todas las dosis de radiación recibidas por los trabajadores y los miembros del público. En general, en la presente guía de seguridad se parte del supuesto de que el proceso de justificación ya se ha realizado y de que la contribución de la exposición ocupacional al detrimento total por la radiación se ha tenido en cuenta. Por consiguiente, el tema de la justificación en las situaciones de exposición planificadas no se examina en detalle en esta guía de seguridad. Las orientaciones relativas a la justificación figuran en la publicación N° GSG-5 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Justificación de las prácticas, incluida la imagenología humana con fines no médicos* [4].

Optimización

2.9. En virtud del párrafo 2.10 de la publicación GSR Part 3 [2]:

“En todas las situaciones de exposición, cada parte con responsabilidades en materia de protección y seguridad asegurará, cuando los requisitos pertinentes se apliquen a esa parte, la optimización de la protección y la seguridad⁹.”

⁹ Por ‘optimización de la protección y la seguridad’ se entenderá que se ha aplicado la optimización de la protección y la seguridad y se ha puesto en práctica el resultado de ese proceso”.

2.10. En las situaciones de exposición planificadas, deberán optimizarse la protección y la seguridad con respecto a la exposición causada por toda fuente que se utilice en una práctica, a fin de que la magnitud de las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de incurrir en una exposición se mantengan en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar, una vez considerados los factores económicos y sociales pertinentes y con la limitación de que la radiación que las personas reciban de la fuente en cuestión estará sujeta a restricciones de dosis. Este principio es de particular importancia para la aplicación de medidas de protección radiológica en el lugar de trabajo y, por ende, constituye la base de gran parte de las orientaciones detalladas expuestas en la sección 3.

Limitación de las dosis

2.11. En el párrafo 2.11 de la publicación GSR Part 3 [2] se dispone lo siguiente:

“En las situaciones de exposición planificadas distintas de la exposición médica, cada parte con responsabilidades en materia de protección y seguridad asegurará, cuando los requisitos pertinentes se apliquen a esa parte, que no se sobrepasen los límites de dosis especificados”.

2.12. Los límites de dosis se aplican solo a las situaciones de exposición planificadas. En tales situaciones, la exposición de las personas debería restringirse de modo que ni la dosis efectiva total ni la dosis equivalente total en los tejidos u órganos de interés que puedan resultar de las combinaciones de los tipos de exposición causados por las prácticas autorizadas superen los límites de dosis pertinentes.

2.13. El límite de la dosis efectiva representa el nivel por encima del cual el riesgo de efectos estocásticos debidos a la exposición a la radiación se considera inaceptable. En el caso de la exposición localizada del cristalino, las extremidades y la piel, este límite de la dosis efectiva no es suficiente para garantizar la ausencia de efectos deterministas. Por consiguiente, para esas situaciones se han establecido límites de la dosis equivalente en esos tejidos y órganos.

2.14. Las orientaciones para la aplicación de los límites de dosis a la exposición ocupacional figuran en la sección 3.

RESPONSABILIDADES

Gobierno

2.15. Las responsabilidades del gobierno⁶ con respecto a la protección y la seguridad se enuncian en los párrafos 2.13 a 2.28 de la publicación GSR Part 3 [2]. Entre otras cosas, comprenden lo siguiente:

- a) establecer un marco jurídico y regulador eficaz para la protección y la seguridad en todas las situaciones de exposición;
- b) establecer leyes que correspondan a los requisitos especificados;

⁶ Dado que los Estados tienen diferentes estructuras jurídicas, el término ‘gobierno’ debe entenderse aquí en sentido amplio, intercambiable con el concepto de ‘Estado’.

- c) crear un órgano regulador independiente dotado de las facultades legales, la competencia y los recursos necesarios;
- d) establecer los requisitos de educación y capacitación en materia de protección y seguridad;
- e) velar por que existan los arreglos necesarios para la prestación de servicios técnicos y de servicios de educación y capacitación.

Órgano regulador

2.16. Las responsabilidades del órgano regulador con respecto a la protección y la seguridad se enuncian en los párrafos 2.29 a 2.38 de la publicación GSR Part 3 [2]. Entre otras cosas, comprenden lo siguiente:

- a) establecer los requisitos relativos a la aplicación de los principios de protección radiológica;
- b) establecer un sistema regulador que corresponda a los requisitos especificados;
- c) asegurar el cumplimiento de los requisitos de educación y capacitación en materia de protección y seguridad;
- d) velar por que existan mecanismos para la difusión de las lecciones extraídas de los incidentes y accidentes;
- e) especificar los criterios de aceptación y de funcionamiento de las fuentes y el equipo que tengan repercusiones en la protección y la seguridad;
- f) prever lo necesario para el establecimiento y mantenimiento de registros.

2.17. Las responsabilidades del órgano regulador referentes específicamente a la exposición ocupacional en las situaciones de exposición planificadas figuran en los párrafos 3.69 a 3.73 de la publicación GSR Part 3 [2]. El órgano regulador tiene la responsabilidad de establecer y hacer cumplir requisitos que aseguren la optimización de la protección y la seguridad, el respeto de los límites de dosis pertinentes, y la monitorización y el registro de la exposición ocupacional.

Empleadores, titulares registrados y titulares de licencias

2.18. En virtud del requisito 4 de la publicación GSR Part 3 [2], “[I]a **responsabilidad principal de la protección y la seguridad corresponderá a la persona u organización responsable de instalaciones y actividades que entrañen riesgos radiológicos**”. En las situaciones de exposición planificadas, los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias (en lo sucesivo denominados simplemente ‘la administración’) son responsables de velar por la optimización de la protección y la seguridad, el cumplimiento de los

límites de dosis aplicables, y el establecimiento y la ejecución de programas de protección radiológica adecuados. Las orientaciones sobre el contenido del programa de protección radiológica figuran en la sección 3.

Cumplimiento por parte de los trabajadores

2.19. A tenor del requisito 22 de la publicación GSR Part 3 [2], “[l]os **trabajadores cumplirán sus obligaciones y desempeñarán sus funciones en materia de protección y seguridad**”. Esta disposición refleja el hecho de que los trabajadores pueden, con sus acciones, contribuir a la protección y seguridad propias y de los demás en el lugar de trabajo. Los requisitos que deben cumplir los trabajadores a este respecto se enumeran en el párrafo 3.83 de la misma publicación y se relacionan con: la observación de las reglas y los procedimientos; el uso de equipo de monitorización y de protección personal; la cooperación en los programas de vigilancia de la salud de los trabajadores y en los programas de evaluación de dosis; y la aceptación de la instrucción y capacitación. Los trabajadores deben también proporcionar a la administración la información pertinente y actuar de manera responsable con respecto a la protección y la seguridad.

ENFOQUE GRADUADO

2.20. El párrafo 2.31 de la publicación GSR Part 3 [2] sienta la base para el enfoque graduado del control de la exposición:

“El órgano regulador adoptará un enfoque graduado a la puesta en práctica del sistema de protección y seguridad de manera que la aplicación de los requisitos reglamentarios sea proporcional a los riesgos radiológicos asociados a la situación de exposición”.

El gobierno tiene la responsabilidad general de velar por que la aplicación global de los principios de protección radiológica sea acorde con el enfoque graduado (véase el párrafo 2.18 de la publicación GSR Part 3 [2]).

2.21. El requisito 6 de la publicación GSR Part 3 [2] se refiere al enfoque graduado en el contexto más específico de las situaciones de exposición planificadas:

“La aplicación de los requisitos de las presentes Normas en las situaciones de exposición planificadas será proporcional a las

características de la práctica o la fuente adscrita a la práctica, y a la probabilidad y la magnitud de las exposiciones”.

2.22. Una característica importante del enfoque graduado en las situaciones de exposición planificadas es que prevé la exención y la dispensa. El requisito 8 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“El gobierno o el órgano regulador determinarán las prácticas y fuentes adscritas a prácticas que quedarán exentas de algunos o todos los requisitos de las presentes Normas. El órgano regulador aprobará las fuentes, comprendidos los materiales y los objetos, adscritas a prácticas notificadas o prácticas autorizadas que se pueden eximir del control reglamentario”.

SISTEMA DE GESTIÓN

2.23. En virtud del requisito 5 de la publicación GSR Part 3 [2], “[l]as partes principales asegurarán que la protección y la seguridad estén efectivamente integradas en el sistema general de gestión de las organizaciones de las que sean responsables”. En el caso de la exposición ocupacional en situaciones de exposición planificadas, la parte principal es el empleador. En las situaciones de exposición de emergencia o las situaciones de exposición existentes, las partes principales son las personas u organizaciones designadas para ocuparse de la situación.

2.24. De conformidad con los párrafos 2.47 a 2.52 de la publicación GSR Part 3 [2], las “partes principales demostrarán el compromiso con la protección y la seguridad a los más altos niveles de las organizaciones de las que sean responsables” y “asegurarán que el sistema de gestión ... se conciba y aplique de modo que aumente la protección y la seguridad”, manteniendo la coherencia entre las medidas de protección y seguridad y otras medidas, como las relativas al comportamiento operacional y la seguridad física.

2.25. Deberían adoptarse disposiciones específicas para generar el grado de confianza necesario en las medidas tomadas con el fin de garantizar la protección y la seguridad, y para evaluar y examinar esas medidas con regularidad. Es necesario promover y mantener una cultura de la seguridad en todos los niveles de la organización. El sistema de gestión debería ocuparse también de los factores humanos, apoyando el buen desempeño y las buenas prácticas para prevenir los fallos humanos y de la organización, y prestando atención al diseño del equipo,

la elaboración de los procedimientos, límites y condiciones operacionales, según corresponda, la capacitación, y el uso de sistemas de seguridad para mitigar las consecuencias de los errores humanos.

2.26. Los requisitos y orientaciones más detallados con respecto al sistema de gestión de las instalaciones y actividades se recogen en las publicaciones N° GSR Part 2, *Liderazgo y gestión en pro de la seguridad* [5], y N° GS-G-3.1, *Aplicación del sistema de gestión de instalaciones y actividades* [6], de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, y también en directrices de la Organización Internacional del Trabajo [7]. En la sección 8 de la presente publicación figuran recomendaciones y orientaciones sobre el sistema de gestión de los proveedores de servicios técnicos en relación con la protección y la seguridad.

MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS

2.27. Las magnitudes dosimétricas recomendadas a los efectos de la protección radiológica (las magnitudes de protección) y utilizadas para expresar los límites de dosis en la publicación GSR Part 3 [2] son la dosis equivalente H_T en el tejido u órgano T y la dosis efectiva E .

2.28. Las magnitudes físicas básicas comprenden la fluencia de partículas Φ , el kerma K y la dosis absorbida D .

2.29. La determinación de la dosis equivalente H_T en el tejido u órgano T requiere el uso de un factor de ponderación de la radiación, w_R , como multiplicador de la dosis absorbida para el tipo de radiación R, a fin de obtener la eficacia biológica relativa (EBR) de la radiación en lo que respecta a los efectos estocásticos a dosis bajas:

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad (1)$$

donde $D_{T,R}$ es la dosis media absorbida en el tejido u órgano T para el tipo de radiación R.

2.30. La determinación de la dosis efectiva E requiere el uso de un factor de ponderación del tejido, w_T , como multiplicador de la dosis equivalente para

el tejido T, a fin de tener en cuenta las diferentes sensibilidades de los distintos tejidos y órganos a la inducción de efectos estocásticos:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad (2)$$

con lo cual, tras la sustitución de H_T por la expresión de la ecuación (1), se obtiene:

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad (3)$$

2.31. Los valores recomendados de w_R y w_T se basan en un examen de los estudios biológicos y epidemiológicos publicados, y figuran en las definiciones de términos de la publicación GSR Part 3 [2].

2.32. Las magnitudes de protección E y H_T se relacionan con la suma de las dosis efectivas o las dosis equivalentes, respectivamente, recibidas por la exposición debida a fuentes externas en un período de tiempo dado, y las dosis efectivas comprometidas o las dosis equivalentes comprometidas, respectivamente, recibidas por la exposición debida a la incorporación de radionucleidos en el mismo período de tiempo. La dosis efectiva total E recibida o comprometida en un período de tiempo dado puede estimarse a partir de las magnitudes operacionales utilizando la siguiente ecuación:

$$E \cong H_p(d) + \sum_j e(g)_{j,ing} \cdot I_{j,ing} + \sum_j e(g)_{j,inh} \cdot I_{j,inh} \quad (4)$$

donde

$H_p(d)$ es la dosis equivalente personal en un tejido blando a una profundidad apropiada d bajo un punto especificado del cuerpo en un período de tiempo dado;

$e(g)_{j,ing}$ es la dosis efectiva comprometida por unidad de actividad incorporada por ingestión correspondiente al radionucleido j y el grupo de edad g en el mismo período de tiempo;

$e(g)_{j,inh}$ es la dosis efectiva comprometida por unidad de actividad incorporada por inhalación correspondiente al radionucleido j y el grupo de edad g en el mismo período de tiempo;

$I_{j,ing}$ es la incorporación por ingestión del radionucleido j en el mismo período de tiempo; e

$I_{j,\text{inh}}$ es la incorporación por inhalación del radionucleido j en el mismo período de tiempo.

Para la exposición ocupacional, los valores aplicables de $e(g)_{j,\text{ing}}$ y $e(g)_{j,\text{inh}}$ son los de los trabajadores.

2.33. Los límites de dosis se fijan en valores que eviten los efectos deterministas. En las situaciones que puedan conducir a efectos deterministas graves (como las situaciones de exposición de emergencia), debería considerarse la eficacia biológica relativa de los diferentes tipos de radiación en lo que respecta a la generación de esos efectos. La magnitud dosimétrica recomendada es la dosis absorbida D_T en el tejido u órgano T ponderada según la EBR. La determinación de la dosis absorbida ponderada según la EBR requiere el uso de factores específicos para cada tejido y radiación, $EBR_{T,R}$, como multiplicadores de la dosis absorbida en un tejido u órgano, a fin de tener en cuenta la eficacia biológica relativa, respecto de la generación de efectos deterministas graves en la salud, de una dosis absorbida dada administrada en un tejido u órgano por un determinado tipo de radiación. Los valores recomendados de la $EBR_{T,R}$ para la generación de ciertos efectos determinista graves se basan en un examen de los estudios biológicos publicados y figuran en las definiciones de términos de la publicación GSR Part 3 [2]. El uso de la dosis efectiva no es adecuado para la evaluación de las reacciones en los tejidos. En estas situaciones, es necesario estimar la dosis absorbida y tener en cuenta la EBR apropiada como base para toda evaluación de los efectos de la radiación.

Magnitudes operacionales para la monitorización individual en la dosimetría externa

2.34. Dado que las magnitudes de protección radiológica no pueden medirse directamente, la ICRU introdujo magnitudes operacionales para el uso práctico en protección radiológica en los casos de exposición causada por fuentes externas. Las definiciones de estas magnitudes figuran en la publicación GSR Part 3 [2] y en la referencia [8]. Las magnitudes operacionales ofrecen una estimación de la dosis efectiva o equivalente de un modo que evita la subestimación y la sobrestimación en la mayoría de los campos de radiación que se dan en la práctica. Para calcular las magnitudes operacionales referentes a las dosis equivalentes empleadas en la monitorización se utilizan los factores de calidad de la radiación $Q(L)$ [3]. El factor de calidad caracteriza la eficacia biológica del tipo de radiación sobre la base de la densidad de ionización a lo largo de las trazas de las partículas cargadas en el tejido. Q se define como una función de la transferencia lineal de energía sin restricciones L_∞ (a menudo designada como

L o TLE (transferencia lineal de energía)) de las partículas cargadas en agua. Un grupo de tareas conjunto de la ICRP y la ICRU [9] realizó una evaluación detallada de la relación numérica entre las magnitudes físicas, las magnitudes de protección radiológica y las magnitudes operacionales. La relación conceptual de estas magnitudes se ilustra en la figura 1 [9].

2.35. La ICRU [10] diferencia la radiación muy penetrante de la radiación poco penetrante. Si, para una orientación dada del cuerpo en un campo de radiación uniforme y unidireccional, la dosis equivalente recibida por cualquier área pequeña de la capa sensible de la piel supera en menos de 10 veces la dosis efectiva, la radiación se define como muy penetrante. Si la dosis equivalente supera en más de 10 veces la dosis efectiva, la radiación se considera poco penetrante.

2.36. La magnitud operacional para la monitorización individual es la dosis equivalente personal $H_p(d)$. Toda indicación de una dosis equivalente personal debería incluir la especificación de la profundidad de referencia d . Para la radiación muy penetrante, la profundidad de referencia es de 10 mm. Para la radiación poco penetrante, esa profundidad es de 0,07 mm. A fin de simplificar la notación, se presupone que d está dada en milímetros, lo que permite expresar

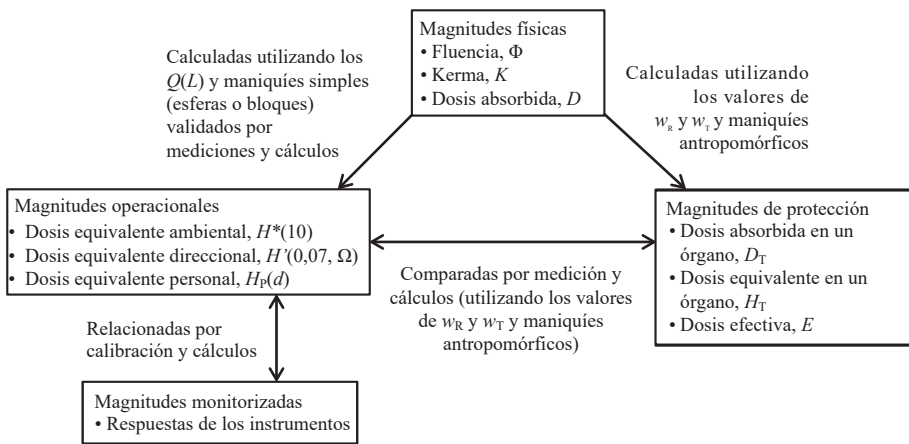


Fig. 1. Relación conceptual entre las magnitudes físicas, las magnitudes de protección radiológica y las magnitudes operacionales utilizadas para los fines de la protección radiológica.

las dosis equivalentes personales a las dos profundidades recomendadas con los símbolos $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$, respectivamente.

2.37. Las células epidérmicas sensibles a los efectos estocásticos se encuentran a una profundidad de entre 0,02 y 0,1 mm bajo la superficie de la piel, por lo que la magnitud empleada para estimar la dosis equivalente en áreas pequeñas de la piel es la $H_p(0,07)$. No solo los fotones pueden penetrar un tejido de 0,07 mm de espesor, sino también la radiación β de energía superior a 70 keV. Para todos los tipos de radiación que requieran el control de la exposición de las extremidades, el tejido u órgano limitante será con toda probabilidad la piel, y no la extremidad misma. Una estimación de la dosis equivalente en la piel representará una estimación prudente de la dosis equivalente en la extremidad. Por lo tanto, un dosímetro de extremidades es básicamente un dosímetro para la piel, y debería estar calibrado para medir la $H_p(0,07)$.

2.38. Para la monitorización del cristalino, la ICRU [8] recomienda una profundidad de 3 mm, de modo que la magnitud operacional aplicable es la $H_p(3)$. Sin embargo, en la práctica, el uso de la $H_p(3)$ aún no se ha implantado en la monitorización individual rutinaria. En casos particulares, cuando se conozcan los campos de radiación efectivos del lugar de trabajo, podría ser aceptable monitorizar el cristalino con dosímetros calibrados para medir la $H_p(0,07)$ o la $H_p(10)$. En la referencia [11] se afirma que la $H_p(0,07)$ puede considerarse una buena magnitud operacional para el cristalino cuando se trata de la exposición a un campo en que la mayor parte de la dosis es administrada por fotones, incluidos los rayos X. En tales casos, debería tenerse presente que la incertidumbre en la estimación de la dosis equivalente será mayor.

Magnitudes para la monitorización del lugar de trabajo en la dosimetría externa

2.39. Las magnitudes operacionales recomendadas para la monitorización del lugar de trabajo se definen en un maniquí conocido como 'esfera ICRU' [12]. Esta es una esfera de 30 cm de diámetro, hecha de un material equivalente al tejido con una densidad de 1 g/cm³ y una composición elemental (en masa) de un 76,2 % de oxígeno, un 11,1 % de carbono, un 10,1 % de hidrógeno y un 2,6 % de nitrógeno.

2.40. Las dos magnitudes recomendadas por la ICRU para la monitorización del lugar de trabajo [8] son la dosis equivalente ambiental $H^*(d)$ y la dosis equivalente direccional $H'(d, \Omega)$.

2.41. La dosis equivalente ambiental $H^*(d)$ en un punto de un campo de radiación es la dosis equivalente que produciría el correspondiente campo alineado y ampliado en una esfera ICRU, a una profundidad d en el radio opuesto a la dirección del campo alineado.

2.42. Un campo ampliado es un campo en que la fluencia y su distribución angular y energética son, en todo el volumen de interés, iguales a las del campo real en el punto de referencia. En un campo ampliado y alineado, la fluencia y su distribución energética son las de un campo ampliado, pero la fluencia es unidireccional.

2.43. Toda indicación de una dosis equivalente ambiental debería incluir la especificación de la profundidad de referencia d . Para la radiación muy penetrante, la profundidad recomendada es de 10 mm. Dado que el valor de d debe expresarse en milímetros, la dosis equivalente ambiental de este tipo de radiación será la $H^*(10)$. Para medir la $H^*(10)$, el campo de radiación debería ser uniforme en torno al volumen sensible del instrumento, y este debería tener una respuesta isotrópica.

2.44. La dosis equivalente direccional $H'(d, \Omega)$ en un punto de un campo de radiación es la dosis equivalente que produciría el correspondiente campo ampliado en la esfera ICRU a una profundidad d en el radio trazado en una dirección especificada Ω . Toda indicación de una dosis equivalente direccional debería incluir la especificación de la profundidad de referencia d y la dirección Ω de la radiación. Para las radiaciones muy penetrantes y poco penetrantes, las profundidades recomendadas son de 10 mm y 0,07 mm, respectivamente. También en este caso, d debería expresarse en milímetros.

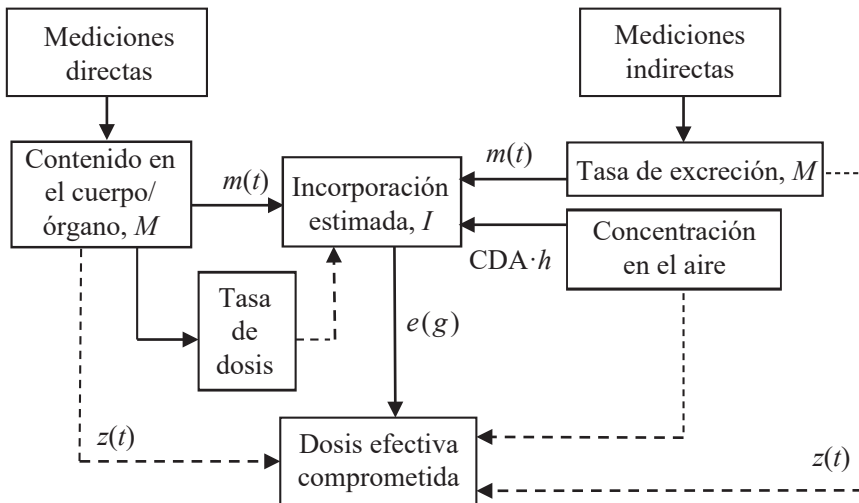
2.45. Si el campo es unidireccional, la dirección Ω se expresa como el ángulo entre el radio opuesto al campo incidente y el radio especificado. Si el radio especificado es paralelo al campo de radiación (es decir, cuando $\Omega = 0^\circ$), la notación $H'(d, 0)$ puede reducirse a $H'(d)$. Además, en un campo unidireccional, $H'(d) = H^*(d)$. Para medir la $H'(d, \Omega)$, el campo de radiación debería ser uniforme en toda la geometría del instrumento, y este debería tener una respuesta direccional adecuada.

2.46. Para la exposición del cristalino, la profundidad recomendada es de 3 mm, pero hasta el momento no existen coeficientes publicados para la conversión del kerma, la magnitud física básica, a la dosis equivalente direccional $H'(3, \Omega)$. Sin embargo, si el dispositivo de monitorización no está diseñado para medir la $H'(3, \Omega)$, podrá emplearse en su lugar la $H'(0,07, \Omega)$ [8].

Magnitudes para la monitorización individual en la dosimetría interna

2.47. Las dosis internas no se pueden medir directamente; solo pueden deducirse de las mediciones individuales de otras magnitudes, como la actividad en el cuerpo o en muestras de excreciones. En los casos en que la monitorización individual sea impropcedente, inadecuada o no viable, la exposición ocupacional de los trabajadores podrá evaluarse a partir de la monitorización del lugar de trabajo y de otra información pertinente, como la ubicación y duración de la exposición. Las mediciones individuales se efectúan por métodos directos e indirectos. Los métodos de medición del contenido de actividad en el organismo, como el recuento de cuerpo entero, en tórax o en tiroides, son ejemplos de métodos directos. Las mediciones de la actividad *in vitro*, en muestras biológicas, o las mediciones en muestras del aire espirado son ejemplos de métodos indirectos. El marco conceptual para la evaluación de las dosis a partir de esas mediciones se ilustra en la figura 2.

2.48. Como se indica en la figura 2, la magnitud de mayor interés para la dosimetría interna es la incorporación I (es decir, la actividad del radionucleido incorporado en el organismo). El valor de la incorporación se obtiene dividiendo



Nota: Las líneas discontinuas indican otros métodos de cálculo posibles.

Fig. 2. Diagrama general para la evaluación de las dosis internas a partir de las mediciones de monitorización [9].

el contenido medido en el cuerpo o la tasa de excreción M por el valor apropiado de $m(t)$:

$$I = \frac{M}{m(t)} \quad (5)$$

donde $m(t)$ es la fracción de una incorporación que persiste en el cuerpo (en el caso de los métodos directos) o que se excreta de este (en el de los métodos indirectos) en el momento t después de la incorporación [13]. Esta fracción depende del radionucleido, sus formas química y física, la vía de incorporación y el momento t .

2.49. En el caso de la incorporación de una mezcla de radionucleidos, o de incorporaciones repetidas, la incorporación I_j del radionucleido j puede calcularse utilizando la medición de M_j pertinente y la fracción derivada $m(t)_j$.

2.50. Las dosis que cabe prever como resultado de una incorporación I dada se denominan dosis equivalente comprometida $H_T(\tau)$ en el tejido u órgano T , y dosis efectiva comprometida $E(\tau)$, donde τ es el tiempo contado a partir de la incorporación que se utiliza para la integración de la dosis. En la evaluación rutinaria de la exposición ocupacional se emplea normalmente la dosis efectiva comprometida $E(\tau)$. Para la exposición ocupacional de adultos, τ se fija en 50 años, independientemente de la edad en el momento de la incorporación. En el caso de la exposición ocupacional de aprendices de entre 16 y 18 años, y de la exposición de estudiantes de 16 a 18 años, τ está dado por el tiempo restante hasta los 70 años de edad.

2.51. Para obtener el valor de la dosis equivalente comprometida en un tejido u órgano, la incorporación se multiplica por $h_T(g)$, la dosis equivalente comprometida por unidad de actividad incorporada por ingestión o inhalación, según proceda, por el grupo de edad g . En la evaluación rutinaria de la exposición ocupacional, el grupo de edad considerado es el de los adultos, salvo en el caso de los aprendices.

2.52. Para obtener el valor de la dosis efectiva comprometida, la incorporación se multiplica por $e(g)$, la dosis efectiva comprometida por unidad de actividad incorporada por ingestión o inhalación, según proceda, por el grupo de edad g .

2.53. En el caso de la incorporación de una mezcla de radionucleidos, la incorporación de cada radionucleido debería evaluarse por separado y

multiplicarse por el coeficiente de dosis aplicable (es decir, por la dosis efectiva comprometida aplicable por unidad de actividad incorporada).

2.54. La dosis comprometida puede subestimarse seriamente si el coeficiente de dosis $h_T(g)$ o $e(g)$ se aplica directamente al contenido medido en el cuerpo y no a la incorporación deducida.

2.55. Se han elaborado diversos modelos biocinéticos para calcular los valores de $m(t)$ y $e(g)$ (véase el párrafo 7.141 a)). La ICRP ha comunicado los valores de $m(t)$ en determinados momentos t para un subconjunto de radionucleidos, en forma gráfica y tabulada (véase la referencia [13]). En la referencia [14] se presenta una compilación de los coeficientes de dosis $e(g)$ para la incorporación de radionucleidos por los trabajadores, que puede consultarse también en el cuadro III.2A de la publicación GSR Part 3 [2]. Los coeficientes de dosis se basan en los métodos de cálculo y parámetros dados en la referencia [15]. Esos valores publicados de $m(t)$ y $e(g)$ han sido sustituidos en la referencia [16] por nuevos valores, calculados con modelos biocinéticos actualizados y utilizando los métodos de cálculo y parámetros descritos en la referencia [3].

2.56. La ICRP ha proporcionado los coeficientes de dosis por unidad de contenido corporal $z(t)$ [16]. Como se ilustra en la figura 2, estos coeficientes permitirán calcular la dosis efectiva comprometida directamente a partir de los resultados de las mediciones de monitorización, sin necesidad de calcular la incorporación correspondiente, utilizando la ecuación:

$$E(\tau) = M \cdot z(t) \quad (6)$$

2.57. En las situaciones de exposición debidas a un único radionucleido incorporado por inhalación o ingestión, sin exposición externa, el límite de incorporación I_L correspondiente al límite L de la dosis efectiva está dado por:

$$I_L = \frac{L}{e(g)} \quad (7)$$

donde $e(g)$ es el valor aplicable de la dosis efectiva comprometida por unidad de actividad incorporada. En los casos de exposición interna debida a una serie de radionucleidos, o cuando haya exposición externa, la dosis efectiva total debería calcularse sumando las contribuciones individuales, y compararse con el límite pertinente de la dosis efectiva.

2.58. El potencial de inhalación de radionucleidos puede evaluarse, cuando sea necesario, midiendo las concentraciones de la actividad en muestras de aire. La concentración derivada en aire se define como la concentración de la actividad suspendida en el aire que daría por resultado la incorporación $I_{inh, L}$ en un trabajador expuesto de manera continua durante un año (2000 horas de trabajo). La concentración derivada en aire se expresa normalmente en unidades de becquerels por metro cúbico. Así pues, para una tasa de inhalación estándar de $1,2 \text{ m}^3/\text{h}$ y una incorporación expresada en becquerels, la concentración derivada en aire (CDA) viene dada por la ecuación:

$$\text{CDA} = \frac{I_{inh, L}}{2000 \times 1,2} \quad (8)$$

2.59. El valor medido de la concentración de la actividad suspendida en el aire, expresado como fracción de la concentración derivada en aire, puede multiplicarse por el tiempo de exposición, en horas, para obtener una estimación de la incorporación expresada en unidades de CDA·horas.

Magnitudes para la monitorización de los descendientes de período corto del radón (^{222}Rn)

2.60. La dosis recibida en el pulmón procede casi enteramente de los descendientes de período corto del ^{222}Rn , no del propio ^{222}Rn (véase el párrafo 5.45). Esos descendientes de período corto difícilmente estarán en equilibrio con el radionucleido padre. Por lo tanto, a los efectos de la protección radiológica, se utilizan magnitudes especiales para expresar la concentración de los descendientes del ^{222}Rn en el aire y la consiguiente exposición por inhalación.

Energía α potencial

2.61. La energía α potencial ε_p de un átomo de un radionucleido de período corto descendiente del ^{222}Rn es la energía α total emitida por ese átomo durante la desintegración completa desde el ^{222}Rn hasta el ^{210}Pb .

2.62. La energía α potencial emitida por 1 Bq de un radionucleido, en lugar de un solo átomo, está dada por la siguiente fórmula:

$$\begin{array}{l} \text{Energía } \alpha \text{ potencial} \\ \text{por unidad de actividad (J/Bq)} \end{array} = \frac{\varepsilon_p}{\text{actividad por átomo}} = \frac{\varepsilon_p}{\lambda} = \frac{\varepsilon_p t}{\ln 2} \quad (9)$$

donde λ es la constante de desintegración (en la inversa del segundo) y t es el período de semidesintegración del radionucleido (en segundos). Los valores pertinentes para los descendientes de período corto del ^{222}Rn figuran en el cuadro 1.

Concentración de energía α potencial

2.63. Cuando se examinan situaciones de exposición relacionadas con los descendientes del ^{222}Rn , la energía α potencial total se suele expresar como concentración de energía en aire (en julios por metro cúbico). Esta es la concentración de energía α potencial. Para cualquier mezcla de descendientes de período corto del ^{222}Rn en aire, la contribución de cada radionucleido a la concentración de energía α potencial corresponde a su energía α potencial por unidad de actividad (ε_p/λ), según figura en el cuadro 1, multiplicada por la concentración de su actividad c . La concentración de energía α potencial (CEAP) total será entonces la suma de esas contribuciones individuales:

$$\text{CEAP} = \sum_j c_j \frac{\varepsilon_{p,j}}{\lambda_j} \tag{10}$$

CUADRO 1. ENERGÍAS ALFA POTENCIALES DE LOS DESCENDIENTES DE PERÍODO CORTO DEL ^{222}Rn

Radionucleido	Período de semidesintegración	Energía α (J)	Rendimiento (%)	Energía α potencial	
				Por átomo ε_p (J)	Por unidad de actividad ε_p/λ (J/Bq)
Po 218	3,098 min	$0,962 \times 10^{-12}$	100	$2,19 \times 10^{-12}$	$0,588 \times 10^{-9}$
Pb 214	26,8 min	Nula (emisor β)	—	$1,23 \times 10^{-12}$	$2,85 \times 10^{-9}$
Bi 214	19,9 min	Nula (emisor β)	—	$1,23 \times 10^{-12}$	$2,12 \times 10^{-9}$
Po 214	164,3 μs	$1,23 \times 10^{-12}$	100	$1,23 \times 10^{-12}$	3×10^{-16}

Fuente: Datos de 2014 de la base de datos NuDat (véase www.nndc.bnl.gov/nudat2).

2.64. Del cuadro 1 puede deducirse (por simple adición de los valores de la columna de la derecha) que si todos los descendientes estuvieran en equilibrio con el radionucleido padre ^{222}Rn a una concentración de 1 Bq/m^3 , la concentración de energía α potencial de la mezcla sería de $5,56 \times 10^{-9} \text{ J/m}^3$.

2.65. En la práctica, los productos de desintegración no estarán nunca, o casi nunca, en equilibrio, y la concentración de energía α potencial será, pues, una fracción del valor de equilibrio. Esta fracción es el factor de equilibrio F :

$$F = \frac{\text{CEAP}}{\text{CEAP (equilibrio)}} \quad (11)$$

2.66. A título de ejemplo, considérese una mezcla en desequilibrio de ^{222}Rn y sus descendientes en que las concentraciones de la actividad de los distintos radionucleidos sean de 100 Bq/m^3 para el ^{222}Rn , 75 Bq/m^3 para el ^{218}Po , 50 Bq/m^3 para el ^{214}Pb y 25 Bq/m^3 para el ^{214}Po y el ^{214}Bi . Utilizando los datos del cuadro 1, la concentración de energía α potencial de la mezcla podrá calcularse de la siguiente manera:

$$\begin{aligned} \text{CEAP} &= (0,588 \times 10^{-9} \times 75) + (2,85 \times 10^{-9} \times 50) + (2,12 \times 10^{-9} \times 25) + (3 \times 10^{-16} \times 25) \\ &= 2,40 \times 10^{-7} \text{ J/m}^3 \end{aligned} \quad (12)$$

2.67. Si la mezcla estuviera en equilibrio, todos los radioisótopos de la serie radiactiva tendrían una concentración de la actividad de 100 Bq/m^3 y, conforme a lo señalado en el párrafo 2.64, la concentración de energía α potencial estaría dada por la fórmula:

$$\text{CEAP (equilibrio)} = 5,56 \times 10^{-9} \times 100 = 5,56 \times 10^{-7} \text{ J/m}^3 \quad (13)$$

El factor de equilibrio de la mezcla es, pues:

$$F = \frac{2,40 \times 10^{-7}}{5,56 \times 10^{-7}} = 0,432 \quad (14)$$

Exposición a la energía α potencial⁷

2.68. La exposición de una persona a los descendientes del ^{222}Rn (P_{DRn}) se determina multiplicando la concentración de energía α potencial (en julios por metro cúbico) por el período de exposición (en horas). Por consiguiente, la

⁷ La exposición a la energía α potencial no es un tipo de exposición potencial.

exposición se expresa en unidades de julios·horas por metro cúbico. Dado que la concentración de energía α potencial variará generalmente durante el período de exposición, la exposición debería calcularse resolviendo la integral con respecto al tiempo:

$$P_{DRn} = \int_0^{\tau} CEAP(t) dt \quad (15)$$

donde τ es el período de exposición. Este período suele fijarse en un año, y para los lugares de trabajo se adopta comúnmente un período de exposición anual por defecto de 2000 horas de trabajo. Téngase presente que la adopción de este valor por defecto puede conducir a una estimación conservadora de la exposición anual.

Concentración equivalente de equilibrio y exposición equivalente de equilibrio

2.69. Hay otra forma de referirse a la concentración de los descendientes del ^{222}Rn en aire. Si la concentración del gas ^{222}Rn (en becquerels por metro cúbico) se multiplica por el factor de equilibrio F , la magnitud resultante es la concentración equivalente de equilibrio (CEE) del ^{222}Rn padre (expresada también en unidades de becquerels por metro cúbico). La CEE puede considerarse la concentración de ^{222}Rn en equilibrio con sus descendientes que daría la misma concentración de energía α potencial que la mezcla real en desequilibrio. Del párrafo 2.64 se deduce que la relación numérica entre la concentración de energía α potencial y la CEE es la siguiente:

$$CEAP (J/m^3) = 5,56 \times 10^{-9} \times CEE (Bq/m^3) \quad (16)$$

De igual modo, la exposición debida a los descendientes del ^{222}Rn puede expresarse como la exposición equivalente de equilibrio, en unidades de becquerels·horas por metro cúbico:

$$\text{Exposición equivalente de equilibrio} = \int_0^{\tau} CEE(t) dt \quad (17)$$

La elección entre la exposición a la energía α potencial y la exposición equivalente de equilibrio no es importante, ya que estas dos magnitudes están relacionadas simplemente por un factor constante de $5,56 \times 10^{-9} \text{ J/Bq}$.

Concentración del gas ^{222}Rn como criterio sustitutivo de la exposición debida a los descendientes del ^{222}Rn

2.70. En muchas situaciones que entrañan una exposición causada por los descendientes del ^{222}Rn , el proceso de medición puede simplificarse considerablemente utilizando la concentración media del gas ^{222}Rn en aire ponderada en función del tiempo (en unidades de becquerels por metro cúbico) como valor sustitutivo de la energía α potencial. Por ejemplo, para las mediciones en un gran número de edificios a lo largo de un período de tiempo prolongado, lo mejor es utilizar dispositivos pasivos de grabado de trazas que detecten el ^{222}Rn . Estos dispositivos son pequeños, sencillos, robustos y baratos. Cuando se adopte este método, deberá fijarse un valor apropiado para el factor de equilibrio F . El uso de un valor por defecto de 0,4 suele ser adecuado para este fin. Se ha demostrado que la mayoría de los valores de F en el aire de espacios interiores no difieren en más de un 30 % de este valor. Sin embargo, en lugares de trabajo como las minas subterráneas o las instalaciones de tratamiento de aguas, los valores de F pueden ser considerablemente menores. La exposición a la energía α potencial estará dada entonces por la siguiente fórmula:

$$\begin{aligned} & \text{Exposición a la energía } \alpha \text{ potencial (J}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}\text{)} \\ & = \text{concentración de } ^{222}\text{Rn} \times 5,56 \times 10^{-9} \times 0,4 \times T \end{aligned} \quad (18)$$

donde T es el período de exposición (en horas). Utilizando el período de exposición anual por defecto de 2000 h para los lugares de trabajo, esta fórmula da una exposición a la energía α potencial de $4,45 \times 10^{-6} \text{ J}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$ para una concentración de ^{222}Rn de 1 Bq/m^3 .

Magnitudes para la monitorización de los descendientes de período corto del ^{220}Rn

2.71. El radón 220 (denominado comúnmente torón) no suele ser motivo de preocupación en los lugares de trabajo, a menos que se procesen o almacenen materiales con alto contenido de torio, como la monacita, de la que se extraen tierras raras y torio. En estos casos, puede aplicarse un criterio similar al que se describió para los descendientes del ^{222}Rn . Los descendientes de período corto del ^{220}Rn estarán probablemente en desequilibrio con el radionucleido padre. En los lugares de trabajo cerrados, el breve período de semidesintegración del ^{220}Rn (55,6 s) hará que la distribución espacial de este radionucleido sea muy diferente de la de sus descendientes. La determinación de un factor de equilibrio es difícil, y, a los efectos de la evaluación de dosis, un método que mida la concentración

de los descendientes del ^{220}Rn será más adecuado y fácil de utilizar que uno que pretenda medir la concentración del ^{220}Rn .

2.72. De los distintos radionucleidos descendientes del ^{220}Rn , solo el ^{212}Pb y el ^{212}Bi hacen contribuciones importantes —del 91 % y el 9 %, respectivamente— a la energía α potencial total. La energía α potencial del ^{212}Pb es de $6,91 \times 10^{-8}$ J/Bq, mientras que la del ^{212}Bi es de $6,56 \times 10^{-9}$ J/Bq. La contribución del radionucleido padre ^{220}Rn es inferior en más de un orden de magnitud a la del ^{212}Bi . Dado que el ^{212}Pb aporta casi toda la energía α potencial, la concentración de su actividad en aire puede utilizarse como valor sustitutivo de la concentración de energía α potencial, en cuyo caso una concentración de ^{212}Pb de 1 Bq/m³ corresponderá a una concentración de energía α potencial de $6,91 \times 10^{-8}$ J/m³.

3. EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN PLANIFICADAS

3.1. En los párrafos 3.1 a 3.4 de la publicación GSR Part 3 [2] se especifica el ámbito de aplicación de los requisitos relativos a las situaciones de exposición planificadas. El alcance de los requisitos se define en términos de las prácticas a las que se aplican y de la exposición a las fuentes adscritas a esas prácticas. Con respecto a la exposición a la radiación emitida por fuentes naturales, el párrafo 3.4 de dicha publicación señala que esa exposición está sujeta normalmente a los requisitos aplicables a las situaciones de exposición existentes (véase la sección 5). Solo en ciertos casos se aplican los requisitos para las situaciones de exposición planificadas (véanse los párrafos 3.159 y 3.161).

3.2. Según lo dispuesto en la publicación GSR Part 3 [2], toda persona u organización que tenga la intención de realizar una actividad a la que se apliquen los requisitos deberá comunicar esa intención al órgano regulador. Una simple notificación será suficiente, a condición de que sea poco probable que la exposición prevista en la práctica o actividad en cuestión exceda de una pequeña fracción de los límites pertinentes, especificados por el órgano regulador, y de que la probabilidad y magnitud de una exposición potencial y de cualquier otra posible consecuencia perjudicial sean insignificantes.

3.3. Cuando la notificación por sí sola no sea suficiente, la persona u organización interesada deberá solicitar al órgano regulador una autorización, que podrá consistir en un registro o en una licencia. Las prácticas que se

prestan típicamente para el registro son aquellas en que: i) la seguridad puede garantizarse básicamente mediante el diseño de las instalaciones y el equipo; ii) los procedimientos de trabajo son fáciles de aplicar; iii) los requisitos de capacitación en materia de seguridad son mínimos; y iv) el historial indica que los problemas de seguridad en las operaciones son escasos. El registro es particularmente adecuado para las prácticas en que las operaciones no varían considerablemente.

3.4. Una de las principales responsabilidades de la administración con respecto a la exposición ocupacional es la que se enuncia en el requisito 21 de la publicación GSR Part 3 [2]:

“Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias serán responsables de la protección de los trabajadores contra la exposición ocupacional. Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias velarán por que se optimicen la protección y la seguridad y no se rebasen los límites de dosis correspondientes a la exposición ocupacional”.

3.5. A tenor del párrafo 3.78 de la publicación GSR Part 3 [2], cuando la exposición de un trabajador se deba a fuentes que no sean necesarias para su trabajo o no se relacionen directamente con él, el trabajador deberá recibir de la administración el mismo nivel de protección contra esa exposición que los miembros del público.

3.6. De conformidad con el enfoque graduado de la regulación (véanse los párrafos 2.20 a 2.22), el gobierno o el órgano regulador deberá determinar las prácticas, o las fuentes adscritas a las prácticas, que quedarán exentas de una parte o la totalidad de los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2], incluidos los relativos a la notificación, el registro o la obtención de una licencia (véase el párrafo 3.10 de la publicación GSR Part 3 [2]). De igual modo, el órgano regulador deberá aprobar las fuentes, incluidos los materiales y objetos, adscritos a una práctica notificada o autorizada que podrán quedar dispensados del control reglamentario (véase el párrafo 3.12 de la publicación GSR Part 3 [2]). La exención o dispensa es la opción de regulación adecuada cuando los riesgos radiológicos son demasiado bajos para que se justifique el control reglamentario o cuando la imposición (o el mantenimiento) del control reglamentario no reportaría ningún beneficio neto (véanse los párrafos I.1 a I.10 de la publicación GSR Part 3 [2]).

3.7. De conformidad con los párrafos I.2 y I.11 de la publicación GSR Part 3 [2], el criterio general para la exención o dispensa sin un examen ulterior es una dosis efectiva del orden de 10 μSv o menos por año (o de 1 mSv o menos por año en el caso de los escenarios de baja probabilidad). Sin embargo, para los materiales a granel que contienen radionucleidos de origen natural, el criterio de los 10 μSv no es adecuado, porque las variaciones normales de la exposición a la radiación de fondo natural lo superan en uno o dos órdenes de magnitud. En el caso de esos materiales, el criterio para la exención es una dosis efectiva del orden de 1 mSv o menos en un año (párrafo I.4 de la publicación GSR Part 3 [2]) y el criterio aplicable a la dispensa es una concentración de la actividad de 1 Bq/g o menos para cada radionucleido de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th , y de 10 Bq/g o menos para el ^{40}K (o, en el caso de algunos residuos, una dosis efectiva de 1 mSv o menos en un año) (véase el párrafo I.12 de la publicación GSR Part 3 [2]).

OPTIMIZACIÓN

Consideraciones generales

3.8. Los párrafos 3.76 b) y 3.77 de la publicación GSR Part 3 [2] dicen lo siguiente:

“3.76. En el caso de todos los trabajadores dedicados a actividades que impliquen o pudieran implicar exposición ocupacional, los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias velarán por que:

.....

- b) se optimicen la protección y la seguridad conforme a los requisitos establecidos en las presentes Normas;

.....

3.77. Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias:

- a) darán participación a los trabajadores, por medio de sus representantes cuando proceda, en la optimización de la protección y la seguridad;
- b) establecerán y utilizarán, según corresponda, las restricciones como parte de la optimización de la protección y la seguridad”.

3.9. En lo que respecta al control de la exposición ocupacional en situaciones de exposición planificadas, las orientaciones para cumplir los requisitos pertinentes de la publicación GSR Part 3 [2] en relación con la optimización de la protección y la seguridad figuran en los párrafos 3.10 a 3.18. Véase también la información de carácter más práctico proporcionada en la referencia [17].

3.10. La optimización de la protección y la seguridad debería tomarse en consideración en todas las etapas del ciclo de vida del equipo y las instalaciones, en relación tanto con la exposición derivada de las operaciones normales como con la exposición potencial. Por consiguiente, el procedimiento de optimización debería tener en cuenta todas las situaciones, desde el diseño, pasando por la explotación, hasta la clausura y la gestión de los desechos.

3.11. Desde el punto de vista práctico, para cumplir los requisitos de optimización se necesita un enfoque que:

- a) considere todas las posibles acciones relacionadas con la fuente o las fuentes, y el modo en que los trabajadores operen con ellas, o cuando estén cerca de ellas;
- b) implique un proceso de ‘gestión por objetivos’ que comprenda las siguientes etapas: planificación, establecimiento de objetivos, monitorización, medición del desempeño, evaluación y análisis del desempeño para definir las medidas correctivas, y establecimiento de nuevos objetivos;
- c) pueda adaptarse para tener en cuenta cualquier cambio importante que se produzca en el estado de las técnicas, los recursos disponibles para los fines de la protección o el contexto social reinante;
- d) promueva la rendición de cuentas, de modo que todas las partes adopten una actitud responsable en el esfuerzo por eliminar la exposición innecesaria.

3.12. La dosis efectiva colectiva puede ser una magnitud útil como instrumento de optimización, para comparar las tecnologías radiológicas disponibles y para los procedimientos de protección. Esta magnitud tiene en cuenta la exposición de todas las personas de un grupo a lo largo de un período de tiempo dado, o durante una determinada operación ejecutada por ese grupo en áreas designadas como zonas de radiación. La dosis efectiva colectiva se calcula sumando todas las dosis efectivas individuales correspondientes al período de tiempo o la operación en cuestión y se expresa en sieverts-persona (Sv-persona).

3.13. El proceso de optimización debería tener en cuenta lo siguiente:

- a) los recursos disponibles para la protección y la seguridad;

- b) las distribuciones de la exposición individual y la exposición colectiva en diferentes grupos de trabajadores;
- c) la probabilidad y magnitud de la exposición potencial;
- d) las posibles repercusiones de las medidas adoptadas con fines de protección radiológica en el nivel de otros riesgos (no radiológicos) para los trabajadores y los miembros del público;
- e) las buenas prácticas en los sectores pertinentes;
- f) los aspectos económicos y sociales.

3.14. Algunas de las opciones consideradas en la optimización de la protección y la seguridad de los trabajadores pueden dar lugar a una mayor exposición de otras personas o, en el ámbito médico, a una reducción de la eficacia del procedimiento clínico. Estas repercusiones deberían tomarse en consideración en el proceso de optimización, especialmente cuando esté en estudio el establecimiento de controles administrativos y el uso de equipo de protección personal. En particular, las disposiciones para la protección del personal médico no deberían conducir a una menor protección del paciente ni a un deterioro del desenlace clínico.

3.15. En general, los beneficios adicionales de reducción de dosis que es posible obtener disminuyen progresivamente con el aumento del gasto conexo. Incluso el costo de estudiar las formas de reducir las dosis puede llegar a ser importante en comparación con el beneficio previsto. En algún momento, el esfuerzo dejará de valer la pena para las dosis bajas. A este respecto, se observa que el párrafo 3.10 de la publicación GSR Part 3 [2] dispone que las prácticas podrán ser eximidas del control reglamentario cuando una evaluación demuestre que la exención es la opción óptima para la protección. Esta disposición es simplemente el reconocimiento del concepto más general del rendimiento decreciente.

3.16. La optimización de la protección y la seguridad debería comenzar en la etapa de diseño del equipo y las instalaciones, cuando aún se dispone de cierto grado de flexibilidad. El empleo de controles tecnológicos debe estudiarse atentamente en esta etapa al definir las opciones de protección. Por ejemplo, en los procedimientos intervencionistas guiados por imágenes, en que los trabajadores podrían recibir una dosis importante en el cristalino, debería prestarse atención a la instalación de un blindaje fijo y a la selección del equipo. Sin embargo, aun cuando la protección se haya optimizado en la etapa de diseño, la necesidad de optimizar las operaciones persiste también en la etapa operacional. En esta etapa, el contenido y la escala del proceso de optimización dependerán de la situación. Por ejemplo, en el caso de los aparatos de rayos X, el proceso de optimización puede ser muy simple y comprender el establecimiento de reglas locales y la adecuada capacitación de los operadores. En las instalaciones nucleares, las

situaciones son más complicadas y debería aplicarse un enfoque estructurado, en el marco del programa de protección radiológica, que incluya el uso de técnicas de ayuda para la adopción de decisiones (véanse los párrafos 3.24 a 3.27), el establecimiento de restricciones de dosis (véanse los párrafos 3.28 a 3.33) y la fijación de niveles de investigación (véanse los párrafos 3.122 a 3.128).

3.17. La optimización de la protección y la seguridad en la explotación es un proceso que comienza en la etapa de planificación y continúa en las de programación, preparación, aplicación y retroinformación. Este proceso de optimización mediante la gestión del trabajo se aplica con el fin de mantener en examen los niveles de exposición y velar por que sean tan bajos como sea razonablemente posible. La elaboración de un programa de protección radiológica adaptado a cada situación particular es un elemento esencial de la gestión del trabajo.

3.18. La administración debería registrar la información sobre el modo en que se esté aplicando la optimización de la protección y la seguridad, y difundirla según proceda. Esta información podría abarcar lo siguiente:

- a) el fundamento de los procedimientos operativos, de mantenimiento y administrativos propuestos, junto con las otras opciones examinadas y los motivos por los que se rechazaron;
- b) el examen periódico y el análisis de las tendencias de las dosis debidas a la exposición ocupacional de las personas de diferentes grupos de trabajo, y otros indicadores del desempeño;
- c) las auditorías internas y los exámenes por homólogos, y las medidas correctivas a las que den lugar;
- d) los informes de incidentes y las lecciones extraídas.

Adhesión a la optimización de la protección

3.19. La responsabilidad principal de optimizar la protección y la seguridad compete a la administración. La adhesión a una política de protección y seguridad eficaz es esencial en todos los niveles de la administración, pero en particular en el nivel directivo. El compromiso de la administración debería demostrarse mediante declaraciones de política escritas que integren los criterios de protección radiológica en el proceso de adopción de decisiones, y mediante la provisión de recursos adecuados y de un apoyo claro y demostrable a las personas que tengan responsabilidades directas con respecto a la protección radiológica en el lugar de trabajo.

3.20. La administración superior debería plasmar su compromiso de optimizar la protección y la seguridad en una acción efectiva, incorporando la optimización en un programa de protección radiológica apropiado, acorde con el nivel y la naturaleza de los riesgos radiológicos que plantea la práctica en cuestión. El alcance de un programa de ese tipo se describe en el párrafo 3.60.

3.21. Los trabajadores también deberían adherirse a los esfuerzos de protección y seguridad. El empleador debe velar por que existan mecanismos para que los trabajadores participen en la mayor medida posible en el desarrollo de métodos para mantener las dosis en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar, y tengan la oportunidad de expresar sus opiniones sobre la eficacia de las medidas de protección radiológica.

3.22. La optimización de la protección y la seguridad es un requisito reglamentario. El órgano regulador debería apoyarla firmemente y alentar su aplicación. Cuando sea necesario, deberá adoptar todas las medidas precedentes para exigir a la administración el cumplimiento de los requisitos reglamentarios en relación con el principio de optimización.

3.23. La administración debería velar por que el personal de todos los niveles, incluido el nivel directivo, tenga acceso a programas de capacitación de un contenido y una duración proporcionados y adaptados a sus funciones y responsabilidades. El personal de los órganos reguladores debería tener la capacitación requerida para verificar que la optimización de la protección y la seguridad se aplique y cumpla adecuadamente.

Uso de técnicas de ayuda para la adopción de decisiones

3.24. El proceso de optimización de la protección y la seguridad con técnicas de ayuda para la adopción de decisiones puede abarcar desde análisis cualitativos intuitivos hasta análisis cuantitativos, pero debería ser suficiente para tener en cuenta todos los factores pertinentes de un modo coherente, que contribuya a lograr los siguientes objetivos:

- a) determinar las medidas optimizadas de protección y seguridad en las circunstancias existentes, tomando en consideración las opciones de protección y seguridad disponibles y la naturaleza, magnitud y probabilidad de las exposiciones;
- b) establecer criterios, basados en los resultados del proceso de optimización, para restringir la magnitud y probabilidad de las exposiciones mediante medidas que prevengan los accidentes y mitiguen sus consecuencias.

3.25. En la mayoría de las situaciones, bastará un enfoque cualitativo, basado en el juicio profesional, para adoptar una decisión sobre el nivel de protección más favorable que se pueda alcanzar. En las situaciones más complejas, particularmente las que tengan repercusiones importantes en el gasto (por ejemplo, en la etapa de diseño de las instalaciones), puede ser adecuado aplicar un enfoque más estructurado. Algunas situaciones complejas pueden cuantificarse utilizando el análisis de la relación costo-beneficio u otras técnicas cuantitativas. Sin embargo, en otros casos no será posible cuantificar todos los factores en juego, o expresarlos en unidades compatibles. También podría ser difícil conciliar las dosis colectivas con las individuales, o las dosis de los trabajadores con las del público, y tener en cuenta otros factores sociales de carácter más general. En estas situaciones pueden ser útiles las técnicas de ayuda para la adopción de decisiones cualitativas, como el análisis multicriterio.

3.26. Un enfoque estructurado de la selección de las medidas adecuadas para la protección y la seguridad debería incluir los siguientes pasos, teniendo en cuenta la exposición en las operaciones normales y la exposición potencial:

- a) determinar todas las opciones de protección viables que pudieran reducir la exposición ocupacional;
- b) determinar todos los factores económicos, sociales, radiológicos y, si procede, no radiológicos de la situación en examen que permitan caracterizar las diferencias entre las opciones definidas (por ejemplo, la dosis colectiva, la distribución de la dosis individual, el impacto en la exposición pública, el impacto en generaciones futuras y los costos de inversión);
- c) cuando sea posible, cuantificar los factores aplicables a cada opción de protección;
- d) comparar todas las opciones y seleccionar la o las que representen la solución óptima;
- e) si es el caso, realizar un análisis de sensibilidad (es decir, evaluar la robustez de las soluciones obtenidas llevando a cabo ensayos con diferentes valores de los principales parámetros para los que existan incertidumbres reconocidas).

3.27. Sea cual sea la situación, los responsables de la adopción de decisiones deberían tener presente que las técnicas de ayuda a este respecto no proporcionan necesariamente la respuesta definitiva, ni la única solución posible. Estas técnicas deberían ser vistas como una herramienta para estructurar los problemas, a fin de comparar la eficacia relativa de las distintas opciones posibles para la protección y la seguridad y facilitar la integración de todos los factores pertinentes y la adopción de decisiones coherentes.

Restricciones de dosis

3.28. El párrafo 1.22 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“Las restricciones de dosis ... se emplean para optimizar la protección y la seguridad, cuyo resultado previsto es que todas las exposiciones se realicen de manera controlada en niveles que sean tan bajos como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos, sociales y ambientales. Las restricciones de dosis se aplican a la exposición ocupacional y a la exposición del público en situaciones de exposición planificadas”.

En el caso de la exposición ocupacional, la restricción de dosis es un valor de dosis individual relacionado con la fuente, que se utiliza para limitar la gama de opciones examinadas en el proceso de optimización, y será siempre una fracción del límite de dosis. El párrafo 1.22 continúa como sigue:

“Las restricciones de dosis se fijan separadamente para cada fuente sometida a control y se utilizan como condiciones de contorno en la definición de la gama de opciones existentes con fines de optimización de la protección y la seguridad. Las restricciones de dosis no son límites de dosis: el hecho de sobrepasar una restricción de dosis no constituye un incumplimiento de los requisitos reglamentarios, aunque podría dar origen a la adopción de medidas de seguimiento”.

3.29. El párrafo 1.23 de la publicación GSR Part 3 [2] reza así:

“Si bien los objetivos del uso de las restricciones de dosis para controlar la exposición ocupacional y la exposición del público son similares, las restricciones de dosis se aplican de formas distintas. En el caso de la exposición ocupacional, la restricción de dosis es un instrumento de cuyo establecimiento y utilización en la optimización de la protección y la seguridad debe encargarse la persona u organización responsable de una instalación o actividad.... Una vez se han producido las exposiciones, la restricción de dosis puede utilizarse como parámetro de referencia para evaluar la idoneidad de la estrategia optimizada de protección y seguridad ... que se ha aplicado y para efectuar los ajustes que sean necesarios. Al establecer la restricción de dosis es preciso tener en cuenta otras disposiciones en materia de salud y seguridad, así como la tecnología de que se dispone”.

3.30. El objetivo de la aplicación de una restricción de dosis es poner un tope a los valores de la dosis individual —las dosis causadas por una fuente, un conjunto de fuentes de una instalación, una práctica, una tarea o un grupo de operaciones en un tipo particular de industria— que podrían considerarse aceptables en el proceso de optimización de la protección respecto de esas fuentes, prácticas o tareas. En función de la situación de que se trate, la restricción de dosis podrá expresarse como una dosis puntual o como una dosis a lo largo de un período de tiempo dado. Las restricciones de dosis que se impongan deberían permitir el cumplimiento de los límites de dosis para la exposición ocupacional cuando los trabajadores incurran en exposiciones en relación con múltiples fuentes o tareas.

3.31. En cumplimiento del principio de optimización, las dosis individuales deberían determinarse en la etapa de diseño y planificación, procediendo luego a comparar esas dosis previstas para las diferentes opciones con la restricción de dosis pertinente. Las opciones para las que se prevea una dosis inferior a la restricción de dosis seguirán en liza; las que arrojen valores superiores a la restricción de dosis deberían rechazarse. Las restricciones de dosis no deberán utilizarse retrospectivamente para verificar el cumplimiento de los requisitos de protección y seguridad.

3.32. Las restricciones de dosis deberían emplearse para la optimización prospectiva de la protección radiológica en las distintas situaciones que se den en la planificación y ejecución de las tareas y en el diseño de las instalaciones o el equipo. Por consiguiente, deberían establecerse caso por caso, con arreglo a las características específicas de cada situación de exposición. Dado que las restricciones de dosis se relacionan con las fuentes, deberá especificarse la fuente a la que se refieran. Estas restricciones deben establecerse en consulta con todas las partes interesadas. Los órganos reguladores pueden utilizarlas de un modo genérico —para categorías de fuentes, prácticas o tareas parecidas— o de manera específica, para autorizar una determinada fuente, práctica o tarea. El establecimiento de restricciones puede ser el resultado de la interacción del órgano regulador con los explotadores afectados y, cuando proceda, con los representantes de los trabajadores. Por regla general, será más adecuado que el órgano regulador aliente la elaboración de restricciones para la exposición ocupacional en determinadas industrias y agrupaciones de organizaciones, con sujeción a la supervisión reglamentaria, en lugar de establecer él mismo los valores concretos de las restricciones.

3.33. El proceso del cálculo de la restricción de dosis para una situación particular debería incluir un examen de la experiencia operacional y la retroinformación recibida en situaciones similares, si es posible, y la consideración de los factores

económicos, sociales y técnicos pertinentes. Para la exposición ocupacional, la experiencia en las operaciones bien gestionadas será de particular importancia y debería tomarse en consideración al fijar las restricciones. Los estudios nacionales y las bases de datos internacionales que captan una gran cantidad de información sobre las experiencias con la exposición en operaciones específicas pueden ser de ayuda a este respecto.

LIMITACIÓN DE LAS DOSIS

3.34. El párrafo 3.76 a) de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“En el caso de todos los trabajadores dedicados a actividades que impliquen o pudieran implicar exposición ocupacional, los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias velarán por que:

- a) se controle la exposición ocupacional para que no se rebasen los límites de dosis correspondientes a la exposición ocupacional especificados en el apéndice III”.

3.35. De conformidad con el párrafo III.1 de la publicación GSR Part 3 [2]:

“Para la exposición ocupacional de trabajadores mayores de 18 años, los límites de dosis son:

- a) una dosis efectiva de 20 mSv anuales promediada durante cinco años consecutivos⁶⁶ (100 mSv en 5 años) y de 50 mSv en un año cualquiera;
- b) una dosis equivalente en el cristalino de 20 mSv anuales promediada durante cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años) y de 50 mSv en un año cualquiera;
- c) una dosis equivalente en las extremidades (manos y pies) o en la piel⁶⁷ de 500 mSv en un año.

⁶⁶ El inicio del período de cálculo del promedio coincidirá con el primer día del período anual pertinente después de la fecha de entrada en vigor de las presentes Normas, y no se realizará ningún cálculo retrospectivo del promedio.

⁶⁷ Los límites de dosis equivalentes para la piel se aplican a la dosis promedio sobre 1 cm² de la zona de la piel más altamente irradiada. La dosis en la piel también contribuye a la dosis efectiva, siendo esta contribución la dosis media en toda la piel multiplicada por el factor de ponderación del tejido correspondiente a la piel”.

3.36. El órgano regulador u otra autoridad pertinente debería definir claramente la convención que se aplicará para determinar los períodos a los que se referirá la limitación de las dosis. Los años civiles o los ejercicios fiscales nacionales son ejemplos simples para los casos en que se empleen períodos de un año. Los períodos quinquenales ‘móviles’, en que el año (civil o fiscal) corriente es siempre el último de un período de cinco años, son una posibilidad cuando se desea utilizar promedios. Otras convenciones podrían responder mejor a las preferencias reglamentarias.

3.37. Como se señala en el párrafo III.1 de la publicación GSR Part 3 [2], los límites de la dosis equivalente en la piel se aplican a la dosis promedio en 1 cm² de la zona más irradiada de la piel. La dosis en la piel contribuye también a la dosis efectiva, y esta contribución es la dosis promedio en toda la piel, multiplicada por el factor de ponderación del tejido correspondiente a la piel.

3.38. De conformidad con los párrafos III.1 y 3.114 de la publicación GSR Part 3 [2], se aplicarán restricciones adicionales de la exposición ocupacional en el caso de las trabajadoras que hayan comunicado que están embarazadas o amamantando (véanse los párrafos 3.46 y 6.2 a 6.20).

3.39. Con arreglo al párrafo III.2 de la publicación GSR Part 3 [2]:

“Para la exposición ocupacional de aprendices de 16 a 18 años que están recibiendo capacitación para empleos relacionados con las radiaciones, y para la exposición de estudiantes de 16 a 18 años que utilizan fuentes durante sus estudios, los límites de dosis son:

- a) una dosis efectiva de 6 mSv en un año;
- b) una dosis equivalente en el cristalino de 20 mSv en un año;
- c) una dosis equivalente en las extremidades (manos y pies) o en la piel⁶⁷ de 150 mSv en un año.

⁶⁷ Los límites de dosis equivalentes para la piel se aplican a la dosis promedio sobre 1 cm² de la zona de la piel más altamente irradiada. La dosis en la piel también contribuye a la dosis efectiva, siendo esta contribución la dosis media en toda la piel multiplicada por el factor de ponderación del tejido correspondiente a la piel”.

En lo que respecta a la exposición ocupacional de los aprendices, el empleador será responsable de su protección y seguridad.

3.40. Las recomendaciones sobre la aplicación de límites de dosis a los trabajadores itinerantes figuran en los párrafos 6.21 a 6.100.

3.41. Los casos en que puede ser necesaria la flexibilidad proporcionada por las dosis promediadas en un período de cinco años comprenden las operaciones de mantenimiento planificadas en las centrales nucleares y las labores ordinarias en algunas operaciones de la minería del uranio. Sin embargo, en la mayoría de las situaciones, si se ha aplicado debidamente el principio de optimización de la protección, será raro que los trabajadores reciban una dosis efectiva anual que exceda de 20 mSv. Cuando no sea necesaria la flexibilidad que ofrecen los valores promediados, el órgano regulador podrá seguir operando con un límite anual; el límite de dosis sería entonces de 20 mSv en cualquier año dado.

3.42. El enfoque general de la aplicación de los límites de dosis cuando se utilice la máxima flexibilidad (es decir, el promedio de las dosis en cinco años) puede resumirse como sigue:

- a) En general, la exposición de cada trabajador debería controlarse de modo que la dosis efectiva no exceda de 20 mSv en un año. Este valor incluirá las dosis externas e internas recibidas por el trabajador durante ese período.
- b) Cuando la exposición de un trabajador dé lugar a una dosis efectiva superior a 20 mSv en un año pero que no exceda del límite de dosis de 50 mSv, la administración debería, según proceda:
 - i) realizar un examen de las exposiciones para determinar si fueron tan bajas como era razonablemente posible y, cuando sea el caso, adoptar las medidas correctivas necesarias;
 - ii) estudiar las formas de restringir la exposición ulterior del trabajador para que la dosis efectiva promedio del período quinquenal escogido sea inferior a 100 mSv;
 - iii) notificar al órgano regulador la magnitud de la dosis y las circunstancias que condujeron a la exposición.

3.43. En virtud del párrafo 3.48 de la publicación GSR Part 3 [2], los titulares registrados y los titulares de licencias deberán informar de inmediato al órgano regulador de cualquier suceso en que se supere el límite de dosis. Por consiguiente, la administración debería disponer de un sistema de notificación adecuado. Este sistema deberá prever también la notificación de los trabajadores afectados por el suceso en que se haya superado el límite de dosis para la exposición ocupacional.

3.44. Los incidentes en que un trabajador se exponga de modo tal que se supere el límite de dosis de 50 mSv en un año serán excepcionales. En esas circunstancias excepcionales, la persona debería seguir trabajando con radiación solo si:

- a) el órgano regulador, teniendo debidamente en cuenta la salud del trabajador, considera que no hay motivos para prohibirlo;
- b) el empleador y el órgano regulador, en consulta con el trabajador (por conducto del representante de este, si es el caso) y con el médico del trabajo, cuando proceda, acuerdan una restricción de dosis temporal y el período al que se aplicará.

3.45. Una restricción basada en un prorrateo para el restante período de tiempo al que se aplique el límite de dosis podría ser apropiada, posiblemente con restricciones adicionales si es necesario para no superar el límite de dosis de 100 mSv en cinco años.

3.46. En general, los límites de dosis para la exposición ocupacional se aplican del mismo modo a hombres y mujeres. Sin embargo, debido a la importancia que puede tener la mayor sensibilidad del embrión o feto o del lactante a la radiación, deberían estudiarse controles adicionales para las trabajadoras embarazadas y lactantes. Los requisitos especiales para la protección radiológica de las trabajadoras durante el embarazo y en el período siguiente se exponen en los párrafos 6.2 a 6.20.

3.47. El órgano regulador debería velar por que existan sistemas para evitar que los trabajadores que hayan recibido una dosis cercana al límite de dosis aplicable se vean privados de su derecho a trabajar. Pueden darse situaciones en que un trabajador reciba accidentalmente una dosis no muy inferior al límite de dosis pertinente, de modo que toda exposición adicional pueda conducir a la superación de ese límite. Esta situación debería tratarse del mismo modo que la de un trabajador cuya dosis haya sobrepasado el límite pertinente (véanse los párrafos 3.44 y 3.45).

3.48. La administración debería planificar los programas de trabajo de modo tal que, en lo posible, los trabajadores no reciban en un período de tiempo breve una dosis que corresponda a una proporción importante del límite de dosis aplicable y que pueda hacer que, con las exposiciones ulteriores, se supere el límite de dosis anual.

PROGRAMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Objetivos

3.49. El objetivo general del programa de protección radiológica es cumplir con la responsabilidad de la administración de garantizar la protección y la seguridad mediante la adopción de estructuras, políticas, procedimientos y arreglos organizativos de gestión que sean proporcionados a la naturaleza y magnitud de los riesgos. El programa de protección radiológica debería abarcar todos los principales elementos que contribuyan a la protección y la seguridad, en relación con todas las etapas de una práctica o con todo el ciclo de vida de una instalación (es decir, desde el diseño, pasando por la puesta en servicio y la explotación o el control de procesos, hasta la clausura).

3.50. La protección radiológica es solo uno de los elementos de la garantía de la salud y seguridad globales de los trabajadores. El programa de protección radiológica debería establecerse y gestionarse en estrecha cooperación con las instancias responsables de los otros ámbitos de la salud y la seguridad, como la higiene industrial, la seguridad industrial y la seguridad contra incendios.

3.51. En virtud del párrafo 3.93 de la publicación GSR Part 3 [2]:

“Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias reducirán al mínimo la necesidad de depender de controles administrativos y de equipo de protección personal para la protección y la seguridad proporcionando controles técnicos adecuados y condiciones de trabajo satisfactorias, de acuerdo con la siguiente jerarquía de medidas preventivas:

- 1) controles técnicos;
- 2) controles administrativos;
- 3) equipo de protección personal”.

3.52. Aunque el programa de protección radiológica puede incluir la protección tanto de los trabajadores como del público, esta guía de seguridad se centra solo en los aspectos que tienen que ver con la protección de los trabajadores. En la mayoría de las prácticas, las dosis recibidas por los trabajadores son muy inferiores a los límites de dosis pertinentes establecidos en la publicación GSR Part 3 [2], y solo una pequeña fracción de la fuerza laboral podrá verse afectada por los requisitos de limitación de dosis. Los requisitos de optimización deberían ser la principal motivación para establecer y aplicar programas de

protección radiológica, que en muchos casos incluirán medidas para prevenir o reducir la exposición potencial y para mitigar las consecuencias de los accidentes.

Evaluación radiológica previa y evaluación de la seguridad

3.53. Las características de las situaciones de exposición variarán considerablemente según el tipo de instalación de que se trate (que puede ser desde ‘simple’, como el equipo de inspección de equipajes de los aeropuertos, hasta muy compleja, como una planta de reprocesamiento de combustible nuclear) y la etapa de actividad (construcción, explotación, mantenimiento, clausura, etc.) en que se encuentre. El uso de un enfoque graduado permitirá la debida adaptación del programa de protección radiológica a la situación (véanse los párrafos 2.20 a 2.22). El primer paso en la definición de un programa de ese tipo debería consistir en una evaluación radiológica previa de la instalación o actividad.

3.54. La evaluación radiológica previa debería describir, con la precisión necesaria, la situación en que tendrá lugar la exposición ocupacional. De conformidad con el enfoque graduado, el nivel de esfuerzo, formalidad y detalle de la evaluación, y el escrutinio al que se someta, deberían guardar relación con la magnitud de la exposición en el funcionamiento normal, y con la magnitud y probabilidad de la exposición potencial.

3.55. La evaluación radiológica previa debería determinar, para todos los aspectos de las operaciones:

- a) Las fuentes de exposición ordinaria, y las de exposición potencial razonablemente previsible, como la contaminación superficial, la contaminación suspendida en el aire y las fuentes de radiación externa.
- b) La naturaleza y magnitud de la exposición en las operaciones normales.
- c) La naturaleza, probabilidad y magnitud de la exposición potencial, lo que debería incluir los modos en que las estructuras, sistemas y componentes, así como los procedimientos relacionados con la protección y seguridad radiológicas, puedan fallar, en forma aislada o combinada, o conducir de alguna otra forma a una exposición potencial, y las consecuencias de esos fallos.
- d) Las medidas de protección y seguridad necesarias para aplicar el proceso de optimización.
- e) Los sistemas de monitorización apropiados.
- f) Una evaluación de la posible exposición del público debido a los efluentes radiactivos procedentes de la instalación.

3.56. La determinación de la exposición en la evaluación radiológica previa puede realizarse aplicando uno o varios de los siguientes métodos:

- a) Monitorización del lugar de trabajo. Este método puede dar una buena indicación de las dosis que recibirán los trabajadores, siempre y cuando las condiciones radiológicas del lugar de trabajo sean razonablemente previsibles durante un período largo (de varios meses como mínimo). La monitorización del lugar de trabajo debería repetirse a intervalos adecuados, y cada vez que haya cambios importantes en las condiciones laborales.
- b) Uso de datos de publicaciones científicas y de información de instalaciones comparables. Las publicaciones dan valores de dosis para diversos entornos laborales. Esos valores pueden emplearse, en principio, para decidir si se requiere una monitorización.
- c) Uso de simulaciones. Las simulaciones numéricas pueden ser una herramienta poderosa y proporcionar información instantánea sobre los parámetros de los que dependerían las dosis recibidas en una situación de exposición dada. Los resultados de las simulaciones deberían verificarse mediante mediciones.
- d) Uso de mediciones confirmatorias. La realización de mediciones confirmatorias con dosímetros personales puede ayudar a determinar si se necesita una monitorización individual.

3.57. La evaluación radiológica previa ayudará a entender qué se puede hacer en la etapa de diseño para establecer condiciones de trabajo satisfactorias mediante el uso de elementos tecnológicos. Como ejemplos cabe citar la inclusión de blindaje, contención, ventilación o enclavamientos. Estas consideraciones deberían apuntar a reducir al mínimo la necesidad de controles administrativos y equipo de protección personal para garantizar la protección y seguridad durante las operaciones normales (véase el párrafo 3.51). Posteriormente podrá examinarse la necesidad de procedimientos operacionales y restricciones adicionales para controlar mejor la exposición de los trabajadores. Solo cuando estas medidas no sean suficientes para restringir debidamente las dosis recibidas por los trabajadores, deberá incluirse en la evaluación previa la consideración del uso de herramientas especiales, equipo de protección personal y capacitación en tareas específicas.

3.58. Con respecto al proceso de evaluación de la seguridad, el requisito 13 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“El órgano regulador establecerá y exigirá el cumplimiento de requisitos relativos a la evaluación de la seguridad, y la persona u

organización responsable de una instalación o actividad que dé lugar a riesgos radiológicos realizará una evaluación adecuada de la seguridad de esa instalación o actividad”.

3.59. El párrafo 3.31 de la publicación GSR Part 3 [2] dispone que:

“Las evaluaciones de la seguridad se realizarán en distintas fases, comprendidas las de selección del emplazamiento, diseño, manufactura, construcción, ensamblaje, puesta en servicio, explotación, mantenimiento y clausura (o cierre) de instalaciones o de partes de ellas, según convenga...”

Los requisitos más específicos referentes a la evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades se establecen en la publicación N° GSR Part 4 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades* [18], y en varias guías de seguridad del OIEA sobre la evaluación de la seguridad que están todavía en fase de elaboración.

Alcance del programa de protección radiológica

3.60. El programa de protección radiológica debería documentar, con el grado de detalle apropiado, los siguientes aspectos:

- a) la asignación de las responsabilidades de protección y seguridad de los trabajadores a los distintos niveles de la administración, con los correspondientes arreglos organizativos y, si procede (por ejemplo en el caso de los trabajadores itinerantes), la distribución de las responsabilidades respectivas entre los empleadores y los titulares registrados o los titulares de licencias;
- b) la designación de expertos cualificados y sus funciones, según corresponda (véanse los párrafos 3.65 a 3.71);
- c) la integración de la protección radiológica ocupacional con otros ámbitos de la salud y la seguridad, como la higiene industrial, la seguridad industrial y la seguridad contra incendios;
- d) el sistema de contabilidad de los generadores de radiación y las fuentes radiactivas (véanse los párrafos 3.72 a 3.74);
- e) la designación de las zonas controladas y las zonas supervisadas (véanse los párrafos 3.75 a 3.86);
- f) las reglas locales que deberán respetar los trabajadores y la supervisión del trabajo (véanse los párrafos 3.87 a 3.92);

- g) el suministro de equipo de protección personal, si se aplica (véanse los párrafos 3.93 y 9.53 a 9.64);
- h) los arreglos para la monitorización de los trabajadores y del lugar de trabajo, con inclusión de la adquisición y el mantenimiento de los instrumentos adecuados (véanse los párrafos 3.97 a 3.128 y la sección 7);
- i) el sistema de registro y notificación de toda la información pertinente con respecto al control de la exposición, las decisiones sobre las medidas de protección y seguridad radiológicas en el trabajo y la monitorización de las personas (véanse los párrafos 3.132 a 3.140 y la sección 7);
- j) el programa de enseñanza y capacitación sobre la naturaleza de los riesgos y las medidas de protección y seguridad (véanse los párrafos 3.141 a 3.151);
- k) los métodos para examinar y auditar periódicamente el desempeño del programa de protección radiológica (véanse los párrafos 3.157 y 3.158);
- l) el plan para casos de emergencia, cuando la evaluación de la seguridad haya indicado la necesidad de un plan de ese tipo (véanse los párrafos 4.5 y 4.6);
- m) el programa de vigilancia de la salud de los trabajadores (véase la sección 10);
- n) los requisitos de garantía de la calidad y de mejora de los procesos.

3.61. El párrafo 3.13 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“Los titulares registrados y los titulares de las licencias asumirán la responsabilidad de establecer y aplicar las medidas técnicas y organizativas que sean necesarias en materia de protección y seguridad en relación con las prácticas y las fuentes para las que estén autorizados. Los titulares registrados y los titulares de las licencias podrán designar a personas con cualificaciones adecuadas para que lleven a cabo las tareas relacionadas con esas responsabilidades, pero seguirán siendo los principales responsables de la protección y la seguridad. Los titulares registrados y los titulares de las licencias documentarán los nombres y las responsabilidades de las personas designadas para asegurar el cumplimiento de los requisitos de las presentes Normas”.

3.62. La administración debería asignar la responsabilidad de ejecutar el programa de protección radiológica en la organización al personal que corresponda. Las responsabilidades a cada nivel jerárquico, desde la administración superior hasta los trabajadores que realicen las tareas específicas de cada aspecto del programa, deberían estar claramente definidas y documentadas en declaraciones de política escritas, para que toda la administración y todo el personal tengan conocimiento de ellas.

3.63. Las estructuras orgánicas deberían reflejar la asignación de las responsabilidades y el compromiso de la organización con respecto a la protección y la seguridad. La estructura de gestión debe facilitar la cooperación entre los diferentes interesados. El programa de protección radiológica debería diseñarse de modo que las personas a cargo de los distintos aspectos del trabajo reciban la información pertinente.

3.64. A fin de coordinar la adopción de decisiones sobre las medidas de protección y seguridad que se aplicarán, y si el tamaño y la complejidad de la instalación lo justifican, puede ser apropiado crear un comité consultivo específico integrado por representantes de los departamentos que tengan que ver con la exposición ocupacional. La principal finalidad de este comité sería asesorar a la administración superior con respecto al programa de protección radiológica. Por lo tanto, sus miembros deberían incluir a personal de la administración de los departamentos pertinentes y trabajadores con experiencia sobre el terreno. Las funciones del comité consistirían en definir los principales objetivos del programa de protección radiológica en general, y de la protección radiológica operacional en particular, validar las metas de la protección radiológica, formular propuestas con respecto a las medidas de protección y seguridad posibles, y presentar a la administración recomendaciones sobre los recursos, métodos y herramientas que se requerirán para llevar a efecto el programa de protección radiológica.

Expertos cualificados

3.65. El programa de protección radiológica debería especificar y designar los expertos cualificados que se necesitarán en los campos pertinentes, como los siguientes:

- a) protección radiológica;
- b) dosimetría interna y externa;
- c) monitorización del lugar de trabajo;
- d) ventilación (por ejemplo, en las minas subterráneas);
- e) salud ocupacional;
- f) gestión de desechos radiactivos.

3.66. La administración debería garantizar la disponibilidad de los servicios de expertos cualificados que correspondan, y velar por que las personas que presten estos servicios relacionados con la protección radiológica trabajen en estrecha cooperación y mantengan estrechos contactos de trabajo con los responsables del control de los peligros no radiológicos. Cuando así lo exija el órgano regulador,

debería nombrarse un oficial de protección radiológica para que supervise la aplicación y el cumplimiento de los requisitos reglamentarios pertinentes.

3.67. Las funciones de los expertos cualificados en las distintas esferas se relacionan entre sí de muchas maneras y pueden combinarse en la explotación de algunas instalaciones. Por ejemplo, en una mina subterránea pequeña, puede ser apropiado combinar las funciones del oficial de protección radiológica con las del oficial de ventilación. Cuando las responsabilidades estén divididas entre dos o más expertos cualificados, estos expertos deberían trabajar en estrecha coordinación.

3.68. Los expertos cualificados deberían rendir cuentas directamente al representante superior del empleador que tenga la responsabilidad global de la seguridad en la instalación.

3.69. Los expertos cualificados deberían contar con el equipo, los recursos y el personal adecuados para cumplir sus funciones.

3.70. La eficacia de las medidas de control aplicadas por los expertos cualificados debería evaluarse periódicamente.

3.71. Cuando proceda, la administración debería consultar a los expertos cualificados competentes sobre aspectos del programa de protección radiológica tales como la designación de las zonas controladas y las zonas supervisadas, la elaboración de las reglas locales, el suministro de equipo de protección personal y los arreglos para la monitorización del lugar de trabajo y de los trabajadores, así como sobre cualquier cambio ulterior que tenga una repercusión importante en la protección y la seguridad.

Contabilidad de los generadores de radiación y las fuentes radiactivas

3.72. La exigencia básica a este respecto se enuncia en el requisito 17 de la publicación GSR Part 3 [2], según el cual “[l]os titulares registrados y los titulares de licencias velarán por la seguridad de los generadores de radiación y las fuentes radiactivas”.

3.73. Los requisitos más detallados que deben cumplirse para garantizar la seguridad de los generadores de radiación y las fuentes radiactivas se exponen en los párrafos 3.49 a 3.60 de la publicación GSR Part 3 [2]. El volumen N° RS-G-1.10 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulado

Seguridad de los generadores de radiación y de las fuentes radiactivas selladas [19], contiene orientaciones sobre la seguridad de esos dispositivos.

3.74. El sistema de contabilidad de los generadores de radiación y las fuentes radiactivas debería incluir un inventario que contenga un registro de la ubicación y una descripción de todos los generadores de radiación o fuentes radiactivas, así como la actividad y la forma física y química de cada fuente radiactiva. Este inventario deberá actualizarse y verificarse periódicamente. Además, debería estudiarse la posibilidad de llevar un registro de toda instrucción especial que se aplique a una fuente radiactiva, y de los detalles de la disposición final de esas fuentes.

Clasificación de zonas

3.75. La administración debería considerar la posibilidad de clasificar las zonas de trabajo en todos los casos en que exista exposición ocupacional a la radiación. Las zonas deberían estar claramente definidas en el programa de protección radiológica, sobre la base del resultado de la evaluación radiológica previa a que se hace referencia en los párrafos 3.53 a 3.56. Pueden definirse dos tipos de zonas: las zonas controladas y las zonas supervisadas.

Zonas controladas

3.76. Los requisitos detallados para las zonas controladas se establecen en los párrafos 3.88 a 3.90 de la publicación GSR Part 3 [2], que dicen lo siguiente:

“3.88. Los titulares registrados y los titulares de licencias designarán como zona controlada toda zona ... en la que se requieran o pudieran requerirse medidas de protección y seguridad específicas para:

- a) controlar las exposiciones o impedir la dispersión de la contaminación en condiciones de funcionamiento normal;
- b) prevenir o limitar la probabilidad y la magnitud de las exposiciones en casos de incidentes operacionales previstos y en condiciones de accidente.

3.89. Al definir los límites de toda zona controlada, los titulares registrados y los titulares de licencias tendrán en cuenta la magnitud de las exposiciones previstas en condiciones de funcionamiento normal, la probabilidad y magnitud de las exposiciones en casos de incidentes operacionales previstos

y en condiciones de accidente, y el tipo y alcance de los procedimientos necesarios para la protección y la seguridad.

3.90. Los titulares registrados y los titulares de licencias:

- a) delimitarán por medios físicos las zonas controladas o, cuando esto no sea razonablemente factible, por otros medios adecuados;
- b) cuando una fuente se ponga en funcionamiento o sea energizada solo intermitentemente, o se traslade de un lugar a otro, delimitarán una zona controlada adecuada por medios apropiados en las circunstancias existentes y especificarán los tiempos de exposición;
- c) colocarán el símbolo recomendado por la Organización Internacional de Normalización ... así como instrucciones en los puntos de acceso a las zonas controladas y en lugares apropiados dentro de esas zonas;
- d) establecerán medidas de protección y seguridad, comprendidas, según proceda, medidas físicas para controlar la dispersión de la contaminación y reglas y procedimientos locales para las zonas controladas;
- e) restringirán el acceso a las zonas controladas por medio de procedimientos administrativos tales como el uso de permisos de trabajo, y mediante barreras físicas, que podrían incluir dispositivos de cierre o enclavamiento, siendo el grado de restricción proporcional a la probabilidad y magnitud de las exposiciones;
- f) proporcionarán, según proceda, en los puntos de entrada en las zonas controladas:
 - i) equipo de protección personal;
 - ii) equipo de monitorización radiológica individual y de monitorización radiológica del lugar de trabajo;
 - iii) un lugar adecuado para guardar las prendas de vestir personales;
- g) proporcionarán, según proceda, en los puntos de salida de las zonas controladas:
 - i) equipo de monitorización radiológica de la contaminación de la piel y las prendas de vestir;
 - ii) equipo de monitorización radiológica de la contaminación de todo objeto o material que se retire de la zona;
 - iii) instalaciones de lavado o ducha y otras instalaciones de descontaminación personal;
 - iv) un lugar adecuado para guardar el equipo de protección personal contaminado;

- h) examinarán periódicamente las condiciones para evaluar si es necesario modificar las medidas de protección y seguridad o los límites de las zonas controladas;
- i) proporcionarán información, instrucción y capacitación apropiadas a las personas que trabajen en las zonas controladas”.

3.77. Un área debería designarse como zona controlada cuando la administración considere necesario adoptar controles de procedimiento para garantizar un nivel optimizado de protección y de cumplimiento de los límites de dosis pertinentes. Las designaciones deberían basarse en el juicio y la experiencia operacionales. Cuando no hay problemas de contaminación por sustancias radiactivas no selladas, las zonas designadas se definen a veces en términos de la tasa de dosis medida en sus límites. El uso de valores correspondientes a una fracción del límite de dosis pertinente para definir los límites de las zonas controladas ha sido frecuente en el pasado. Este enfoque puede aún ser apropiado, pero no debería utilizarse sin una cuidadosa evaluación radiológica. Entre otras cosas, deberían tomarse en consideración el tiempo durante el cual la tasa de dosis se mantendrá en el nivel definido o por encima de él, y los riesgos de exposición potencial.

3.78. El trabajo con sustancias radiactivas no selladas puede dar lugar a la contaminación del aire y de las superficies, con la consiguiente posibilidad de incorporación de radionucleidos por los trabajadores. Esta contaminación será normalmente de carácter intermitente, y por lo general el control de las incorporaciones mediante las características de diseño únicamente no será posible, en particular en caso de incidente. Por lo tanto, se requerirán procedimientos operacionales para prevenir o reducir la posibilidad de una incorporación, y en general deberían establecerse zonas controladas.

3.79. Las zonas controladas pueden no ser necesarias cuando se utilicen solo pequeñas cantidades de sustancias radiactivas no selladas (por ejemplo, en los estudios con trazadores en un laboratorio de investigación). Tampoco serán necesarias cuando se manipulen solo materiales con bajas concentraciones de actividad, como en el caso de diversas actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural.

3.80. En las entradas a las zonas controladas deberían colocarse señales de advertencia que indiquen a los empleados, especialmente al personal de mantenimiento, que en ese lugar se aplican procedimientos especiales y es probable que haya fuente de radiación.

3.81. Al establecer las zonas controladas, la administración puede considerar conveniente utilizar los límites físicos existentes, como las paredes de las salas o edificios. Esto significará a veces que las zonas serán más grandes de lo que sería estrictamente necesario para los fines de la protección radiológica. Por ejemplo, a efectos prácticos, en algunas minas subterráneas de uranio puede ser adecuado designar como zona controlada toda la parte subterránea. De igual modo, en algunas instalaciones médicas de diagnóstico puede ser conveniente designar como zona controlada toda la sala en que se realicen las exploraciones.

3.82. Al especificar los controles del acceso a las zonas controladas, deberían tenerse en cuenta las consideraciones prácticas y los otros motivos (no radiológicos) por lo que pueda ser necesario controlar el acceso. En muchos lugares de trabajo, especialmente en los que se encuentran en edificios construidos para un fin específico y en que trabajan relativamente pocas personas, puede ser práctico, o imprescindible por razones de seguridad física, instalar y utilizar controles integrales como las barreras físicas con cerraduras y enclavamientos. En otros, por ejemplo en las minas subterráneas, en que operan miles de trabajadores, el control del acceso por medios como las tarjetas y placas de identificación y la supervisión puede ser una alternativa más práctica y adecuada.

Zonas supervisadas

3.83. Los requisitos para las zonas supervisadas se establecen en los párrafos 3.91 y 3.92 de la publicación GSR Part 3 [2], que dicen lo siguiente:

“3.91. Los titulares registrados y los titulares de licencias designarán como zona supervisada toda zona que no haya sido ya designada como zona controlada, pero en la que sea preciso mantener en examen las condiciones de exposición ocupacional, aunque normalmente no sean necesarias medidas de protección y seguridad específicas.

3.92. Los titulares registrados y los titulares de licencias, teniendo en cuenta la naturaleza, probabilidad y magnitud de las exposiciones o la contaminación en las zonas supervisadas:

- a) delimitarán las zonas supervisadas por medios apropiados;
- b) colocarán señales aprobadas, según proceda, en los puntos de acceso a las zonas supervisadas;
- c) examinarán periódicamente las condiciones para determinar toda necesidad de nuevas medidas de protección y seguridad, o de modificación de los límites de las zonas supervisadas”.

3.84. El propósito básico del establecimiento de una zona supervisada es delimitar las partes de un lugar de trabajo que deberían ser objeto de un examen regular de las condiciones radiológicas para determinar si es necesario modificar la clasificación de la zona —debido, por ejemplo, a circunstancias no previstas en la evaluación radiológica previa— o si ha habido algún fallo del control, ya sea en las características de diseño o en los procedimientos aplicados en una zona controlada adyacente. Por lo general, el examen de las condiciones radiológicas comprenderá un programa de monitorización regular de la zona y, en algunos casos, de las personas que trabajen en ella. No debería ser necesario establecer automáticamente una zona supervisada en torno a toda zona controlada, ya que los requisitos que se apliquen en esta última bien pueden ser suficientes.

3.85. Al igual que en el caso de las zonas controladas, la designación de una zona supervisada debería basarse en el juicio y la experiencia operacionales, pero podrá utilizarse una tasa de dosis para definir los límites. Un objetivo razonable sería garantizar que los trabajadores expuestos fuera de las zonas designadas reciban el mismo nivel de protección que los miembros del público. Esto supondría el uso de una tasa de dosis basada en una dosis efectiva de 1 mSv en un año como posible medio de definir el límite externo de las zonas supervisadas. Las condiciones en estas zonas deberían ser tales, que los empleados puedan entrar en ellas con un mínimo de formalidades de protección radiológica. Además, puede ser conveniente utilizar las barreras físicas ya existentes para definir los límites (véase el párrafo 3.81).

3.86. Aunque en muchos casos será apropiado marcar los límites de las zonas supervisadas con señales de advertencia, no siempre es necesario o provechoso hacerlo. Por ejemplo, cuando deba designarse como zona supervisada una parte de un hospital a la que tenga acceso el público, las señales en la entrada de esa zona podrían causar una preocupación innecesaria.

Reglas locales y supervisión

3.87. En virtud del párrafo 3.94 a) y b) de la publicación GSR Part 3 [2], la administración:

“en consulta con los trabajadores, o por medio de sus representantes según convenga:

- a) establecerá[n] por escrito las reglas y los procedimientos locales que sean necesarios para la protección y la seguridad de los trabajadores y demás personas;

- b) indicará[n] en las reglas y los procedimientos locales todo nivel de investigación o nivel autorizado pertinente, y los procedimientos que se deberán seguir en caso de que se rebase cualquiera de esos niveles;”.

La administración debería disponer lo necesario para que los trabajos que entrañen exposición ocupacional sean debidamente supervisados, y para que las reglas, procedimientos y medidas de protección y seguridad aplicables se pongan en conocimiento de los trabajadores interesados. Además, debería adoptar todas las medidas razonables para garantizar el cumplimiento de esas reglas, procedimientos y medidas de protección y seguridad.

3.88. Las reglas y procedimientos locales deberían corresponder al diseño y los objetivos de la instalación en cuestión, y estar concebidos para contribuir a la optimización de la protección y la seguridad.

3.89. Las reglas y procedimientos locales deberían describir las estructuras institucionales y los procedimientos aplicables en las zonas controladas, pudiendo incluir una parte o la totalidad de los distintos componentes previstos en el programa de protección radiológica, como los siguientes:

- a) la monitorización de la exposición y la contaminación;
- b) controles tecnológicos como los sistemas de ventilación;
- c) el uso de equipo de protección personal;
- d) la higiene personal;
- e) la vigilancia de la salud de los trabajadores;
- f) la gestión de los desechos radiactivos;
- g) la monitorización ambiental;
- h) un sistema de gestión;
- i) la capacitación;
- j) el desarrollo de una cultura de la seguridad;
- k) el mantenimiento de registros;
- l) la presentación de informes;
- m) la preparación y respuesta para casos de emergencia, si procede.

3.90. Las reglas y procedimientos locales deberían estar claramente a la vista y a disposición de todos en el lugar de trabajo.

3.91. Los trabajadores deberían recibir la capacitación adecuada para poder cumplir con las reglas y procedimientos locales.

3.92. La administración debería asignar la responsabilidad de la supervisión de las tareas. El objetivo de esta supervisión debería ser comprobar que durante el tiempo de trabajo se hayan aplicado todas las medidas de protección y seguridad necesarias. En los lugares de trabajo distantes, esa responsabilidad debería asignarse al supervisor directo del emplazamiento.

Equipo de protección personal

3.93. Cuando los controles tecnológicos y administrativos no sean suficientes para lograr un nivel optimizado de protección en las tareas que deban ejecutarse, la administración deberá velar, de conformidad con el párrafo 3.95 de la publicación GSR Part 3 [2], por que los trabajadores reciban un equipo de protección personal adecuado y suficiente, que se haya mantenido en las condiciones correctas y, si corresponde, se haya puesto a prueba a intervalos regulares. Cuando se estudien las medidas para reducir la exposición mediante el uso de equipo de protección personal, debería tenerse en cuenta todo posible aumento de la exposición debido a los retrasos o las molestias causados por el uso del equipo. Los trabajadores deberían recibir capacitación en el uso del equipo de protección personal antes de comenzar el trabajo. El uso de este equipo se describe con más detalle en los párrafos 9.53 a 9.64.

Planificación del trabajo y permisos correspondientes

3.94. Cuando deba realizarse un trabajo que pueda entrañar la exposición a niveles significativos de radiación o contaminación, o cuando se trate de una labor compleja (con varios grupos de trabajadores y numerosas actividades), la planificación del trabajo por adelantado será uno de los medios más importantes para optimizar la protección y la seguridad. El oficial de protección radiológica debería participar en la planificación del trabajo y asesorar sobre las condiciones en que se podrá trabajar en las zonas controladas. Las situaciones en que se justifica el uso de planes de trabajo detallados y de permisos de trabajo son frecuentes en el sector nuclear, pero pueden darse también en otros ámbitos (por ejemplo, en el mantenimiento o desmantelamiento de aceleradores). La Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE ha publicado orientaciones adicionales [20] sobre el uso de la planificación del trabajo para la optimización en las centrales nucleares.

3.95. El proceso de planificación del trabajo debería incluir la elaboración de procedimientos escritos, cuando corresponda y en función del tipo de instalación o actividad de que se trate. Los elementos que deben tomarse en consideración comprenden lo siguiente:

- a) la información sobre trabajos parecidos realizados anteriormente;
- b) el momento en que comenzará el trabajo, su duración estimada y los recursos humanos que se requerirán;
- c) los mapas de las tasas de dosis estimadas;
- d) el estado operacional de la planta (por ejemplo, en el caso de una central nuclear, si está en régimen de parada en frío o en caliente, o en funcionamiento a plena potencia o a potencia reducida);
- e) las otras actividades de la misma zona que pudieran interferir con el trabajo;
- f) la preparación y la asistencia en las operaciones (por ejemplo, el aislamiento del proceso, o el andamiaje y el material aislante necesarios);
- g) la ropa protectora y las herramientas que se utilizarán;
- h) la comunicación necesaria para garantizar el control de supervisión y la coordinación;
- i) la gestión de los desechos radiactivos que pueda generar el trabajo;
- j) la coordinación con las medidas de protección para la seguridad convencional.

3.96. Respecto de cada tarea que requiera la adopción de precauciones radiológicas especiales, debería prepararse normalmente un permiso de trabajo con radiaciones. Este permiso será expedido por las personas a cargo de la planificación de las operaciones, en colaboración con el oficial de protección radiológica. El supervisor del trabajo debería recibir una copia del permiso, que el grupo encargado de la tarea conservará durante la realización del trabajo. Además de una descripción de la tarea en cuestión, el permiso de trabajo con radiaciones podrá incluir:

- a) un mapa detallado de las tasas de dosis en la zona de trabajo, con los posibles puntos activos, basado en un reconocimiento realizado antes del inicio de la actividad o estimado de alguna otra manera;
- b) una estimación de los niveles de contaminación y de cómo podrían cambiar en el curso del trabajo;
- c) la especificación de toda monitorización adicional de los niveles de radiación en el lugar de trabajo que deba realizarse antes de la actividad o en su transcurso;
- d) una estimación de la exposición individual y colectiva en cada etapa de la tarea;
- e) la especificación de los dosímetros adicionales que deban utilizar los trabajadores;
- f) la especificación del equipo de protección personal que habrá de utilizarse en las diferentes fases del trabajo;

- g) información detallada sobre las restricciones del tiempo de trabajo o las restricciones de dosis que se apliquen;
- h) instrucciones sobre cuándo ponerse en contacto con el oficial de protección radiológica.

Monitorización y evaluación de la exposición

Objetivos de la monitorización

3.97. El término general ‘monitorización’ se refiere a un proceso que incluye la realización de mediciones con vistas a evaluar o controlar la exposición a la radiación y la exposición causada por materiales radiactivos. Aunque las mediciones desempeñan un papel importante en todo programa de monitorización, este proceso no se limita a la medición; también requiere la interpretación y evaluación de los resultados. Por consiguiente, la justificación principal de la necesidad de una medición debería radicar en la forma en que pueda ayudar a alcanzar y demostrar un nivel adecuado de protección y seguridad, por ejemplo en el proceso de optimización.

3.98. Un programa de monitorización puede tener distintos propósitos, según la naturaleza y el alcance de la práctica de que se trate. Esos propósitos podrían incluir lo siguiente:

- a) Evaluar la exposición de los trabajadores y demostrar el cumplimiento de los requisitos reglamentarios.
- b) Confirmar la eficacia de las prácticas de trabajo (por ejemplo, la idoneidad de la supervisión y la capacitación) y de la normativa tecnológica.
- c) Determinar las condiciones radiológicas en el lugar de trabajo, si están sometidas a un control adecuado y si los cambios operacionales han mejorado o empeorado la situación.
- d) Evaluar y mejorar los procedimientos de trabajo mediante un examen de los datos de la monitorización de personas y grupos. Los datos pueden servir para determinar los elementos positivos y negativos de los procedimientos operacionales y las características de diseño, contribuyendo así al desarrollo de prácticas de trabajo más seguras desde el punto de vista radiológico.
- e) Brindar información que permita a los trabajadores entender cómo, cuándo y dónde están expuestos, y que los motive a adoptar medidas para reducir su exposición.
- f) Proporcionar información para la evaluación de las dosis en casos de exposición accidental.

Además, los datos de la monitorización pueden utilizarse para el análisis de los riesgos y beneficios y como complemento de las historias clínicas.

3.99. La monitorización puede reportar importantes beneficios adicionales en los ámbitos de las relaciones laborales o las relaciones públicas (como el hecho de tranquilizar o motivar a la fuerza de trabajo) o de la investigación científica (por ejemplo, al proporcionar datos para estudios epidemiológicos), además de aportar información útil para la determinación de la responsabilidad si se observan efectos adversos en la salud de los trabajadores. Estas consideraciones pueden influir en las decisiones sobre la naturaleza y el alcance de los programas de monitorización, pero no constituyen por sí mismas la justificación principal de un programa de monitorización para la protección y la seguridad.

Programa de monitorización

3.100. La responsabilidad principal del establecimiento de un programa de monitorización recae en la administración. El programa de monitorización debería concebirse en consulta con un experto cualificado competente, sobre la base de la evaluación radiológica previa descrita en los párrafos 3.53 a 3.59 y teniendo debidamente en cuenta los requisitos reglamentarios.

3.101. Los programas de monitorización radiológica pueden dividirse y subdividirse en varios tipos diferentes. La primera división se relaciona con los objetivos de la monitorización. A este nivel, se distinguen cuatro tipos de monitorización a los efectos de la protección radiológica:

- a) La monitorización rutinaria, que se relaciona con las operaciones permanentes y tiene por objeto cumplir los requisitos reglamentarios y demostrar que las condiciones de trabajo, incluidos los valores de las dosis individuales, se mantienen en niveles satisfactorios.
- b) La monitorización especial, que es de carácter investigativo y se aplica típicamente cuando la información disponible en el lugar de trabajo es insuficiente para demostrar la idoneidad del control. Su objetivo es aportar información detallada para aclarar todos los problemas y definir los procedimientos futuros. Normalmente debería realizarse en la etapa de puesta en servicio de una nueva instalación, o cuando se hayan efectuado modificaciones importantes en las instalaciones o los procedimientos, o se hayan realizado operaciones en circunstancias anómalas, por ejemplo en caso de accidente.

- c) La monitorización confirmatoria, que se realiza cuando es necesario verificar algunos supuestos con respecto a las condiciones de exposición (por ejemplo, para confirmar la eficacia de las medidas protectoras).
- d) La monitorización de una tarea, que se aplica a una operación específica. Esta monitorización aporta datos en apoyo de las decisiones inmediatas sobre la gestión de la operación. También puede respaldar la optimización de la protección.

3.102. Cada uno de estos tipos de programa de monitorización puede subdividirse con arreglo al lugar en que se hacen las mediciones:

- a) La monitorización individual comprende las mediciones hechas con equipo que los trabajadores llevan consigo, o las mediciones de las cantidades de sustancias radiactivas presentes en la superficie o el interior de su cuerpo, y la interpretación de los resultados.
- b) La monitorización del lugar de trabajo comprende las mediciones hechas en el entorno laboral y la interpretación de los resultados.

3.103. La monitorización individual puede subdividirse a su vez en la monitorización de la exposición externa, la exposición interna y la contaminación cutánea. La monitorización del lugar de trabajo, por su parte, se subdivide en la monitorización de la radiación externa, la contaminación del aire y la contaminación superficial. Los detalles de los programas dependerán de factores tales como el tipo y la energía de la radiación y los radionucleidos de que se trate (véase la sección 7).

3.104. El diseño del programa debería reflejar los objetivos de la monitorización, que deben quedar claramente especificados y registrados. El diseño deberá incluir la base para la interpretación de los resultados de la monitorización, y su relación con los objetivos del programa, y dejar constancia de esa base. El programa debería distinguir entre la monitorización que tenga por fin el control de las operaciones y la que esté destinada a evaluar formalmente la exposición para cumplir los requisitos reglamentarios.

3.105. El equipo que se emplee en el programa de monitorización debería ser adecuado a los tipos de radiación y las formas de los materiales radiactivos que existan en el lugar de trabajo, y estar calibrado de modo que cumpla las normas apropiadas. En la sección 7 figuran orientaciones más detalladas, por ejemplo sobre la prestación de servicios de dosimetría aprobados. La sección 8 contiene orientaciones sobre el sistema de gestión de los proveedores de servicios de dosimetría.

3.106. El diseño y la ejecución del programa de monitorización deberían ajustarse a los requisitos de garantía de calidad integrados en el sistema de gestión, a fin de que los procedimientos se establezcan y apliquen correctamente, y los registros se compilen con prontitud y se mantengan como corresponda. El diseño del programa de monitorización debería especificar los registros que se llevarán, y los procedimientos correspondientes para su mantenimiento o eliminación. Todos estos aspectos deberían revisarse regularmente, a intervalos predeterminados o cuando haya tenido lugar un cambio importante en las operaciones de la instalación o en los requisitos reglamentarios. Estas revisiones tendrán por finalidad asegurarse de que el esfuerzo de monitorización (su tipo, frecuencia y alcance) se emplee adecuadamente. La información debería utilizarse también para detectar los elementos buenos y malos de los procedimientos operacionales, y las características de diseño positivas y negativas.

Monitorización individual

3.107. La necesidad y la idoneidad de la monitorización individual de los trabajadores dependerán de factores como los siguientes:

- a) la cantidad de materiales radiactivos presentes y los radionucleidos de que se trate;
- b) la forma física y química de los materiales radiactivos;
- c) el tipo de contención utilizado;
- d) las operaciones ejecutadas;
- e) los niveles previstos y las variaciones probables de las dosis o incorporaciones;
- f) la complejidad de los procedimientos de medición e interpretación del programa de mediciones;
- g) las condiciones de trabajo generales.

Por ejemplo, los trabajadores que intervengan en la manipulación de fuentes selladas (o de fuentes con algún grado de dispersión que se encuentren en contenedores cerrados, con o sin blindaje) podrán requerir una monitorización de la exposición externa, pero no de la interna. A la inversa, los trabajadores que manipulen radionucleidos tales como el ^3H , el ^{125}I o el ^{239}Pu necesitarán probablemente una monitorización de la exposición interna, pero no de la externa.

3.108. La necesidad de monitorización individual será probablemente mayor en las primeras etapas de una operación. A medida que se acumule experiencia en el lugar de trabajo, podrá examinarse regularmente si es necesario mantener la monitorización individual rutinaria o si la monitorización del lugar de trabajo

puede ser suficiente a los efectos de la protección radiológica. Al determinar la necesidad de monitorización individual, deberían tomarse en consideración también las posibilidades de exposición accidental.

3.109. Para los trabajos que entrañen exposición interna, la decisión de inscribir a un trabajador en un programa de monitorización individual debería basarse en la probabilidad de que la incorporación de radionucleidos supere un nivel predeterminado. Si es necesario implantar procedimientos operacionales para prevenir o reducir la posibilidad de una incorporación, debería establecerse normalmente una zona controlada. La monitorización individual de las incorporaciones de radionucleidos debería aplicarse de forma rutinaria solo a los trabajadores que operen en áreas designadas como zonas controladas específicamente en relación con el control de la contaminación y en que haya motivos para prever una incorporación importante. Si la experiencia ha demostrado que es poco probable que las dosis efectivas comprometidas causadas por la exposición ocupacional debida a las incorporaciones anuales de radionucleidos excedan de 1 mSv, la monitorización individual podría ser innecesaria, pero el lugar de trabajo deberá monitorizarse. Los siguientes son ejemplos de actividades para las cuales debería tomarse en consideración la monitorización individual rutinaria de la exposición interna:

- a) la manipulación de grandes cantidades de materiales gaseosos o volátiles, por ejemplo de tritio y sus compuestos en los procesos de producción a gran escala, en los reactores de agua pesada o en la fabricación de fuentes de luz gaseosas;
- b) el procesamiento de plutonio y de otros elementos transuránicos;
- c) el mantenimiento de instalaciones de reactores, que puede dar lugar a una exposición debida a los productos de fisión y de activación;
- d) la producción de radioisótopos en grandes cantidades;
- e) la producción y manipulación de grandes cantidades de radiofármacos, como el ^{18}F para el diagnóstico mediante la tomografía por emisión de positrones o el ^{131}I para la radioterapia;
- f) la extracción de minerales de uranio de alta ley, el procesamiento de concentrados de mineral de uranio y la producción de combustible nuclear;
- g) el procesamiento de concentrados de mineral, como la monacita rica en torio, y la generación de productos que contengan torio.

3.110. Para obtener la exactitud y precisión necesarias, la dosimetría individual debería ser realizada, siempre que sea posible, por un servicio de dosimetría aprobado. El órgano regulador debería tomar en consideración el establecimiento de un procedimiento nacional de acreditación como base para la aprobación de

los servicios de dosimetría. El sistema de gestión de los proveedores de servicios de dosimetría se examina en la sección 8.

3.111. Para los visitantes que entren en las zonas controladas por períodos cortos y poco frecuentes, la monitorización individual es una posibilidad pero no necesariamente un requisito. Sin embargo, deberá llevarse un registro de las condiciones radiológicas imperantes en las zonas controladas visitadas (por ejemplo, de los datos de la monitorización del lugar de trabajo o de la monitorización individual de los acompañantes de los visitantes) y del tiempo que los visitantes permanecieron en esas zonas.

Monitorización del lugar de trabajo

3.112. Los requisitos relativos a la monitorización del lugar de trabajo se establecen en los párrafos 3.96 a 3.98 de la publicación GSR Part 3 [2], que dicen lo siguiente:

“3.96. Los titulares registrados y los titulares de licencias, en cooperación con los empleadores si procede, establecerán, conservarán y revisarán regularmente un programa de monitorización radiológica del lugar de trabajo, supervisado por un oficial de protección radiológica o un experto cualificado.

3.97. El tipo y la frecuencia de la monitorización radiológica del lugar de trabajo:

- a) serán suficientes para permitir:
 - i) la evaluación de las condiciones radiológicas existentes en todos los lugares de trabajo;
 - ii) la evaluación de las exposiciones en las zonas controladas y las zonas supervisadas;
 - iii) el examen de la clasificación de las zonas controladas y las zonas supervisadas;
- b) se basarán en la tasa de dosis, la concentración de actividad en la contaminación del aire y de las superficies, y sus fluctuaciones previstas, así como en la probabilidad y magnitud de las exposiciones en casos de incidentes operacionales previstos y en condiciones de accidente.

3.98. Los titulares registrados y los titulares de licencias, en cooperación con los empleadores si procede, mantendrán registros de las conclusiones

del programa de monitorización radiológica del lugar de trabajo. Dichas conclusiones se pondrán a disposición de los trabajadores, por medio de sus representantes, cuando proceda”.

3.113. Los programas de monitorización del lugar de trabajo deberían especificar:

- a) las magnitudes que se medirán;
- b) dónde y cuándo se efectuarán las mediciones, y con qué frecuencia;
- c) los métodos y procedimientos más adecuados para la medición;
- d) los niveles de investigación aplicables y las medidas que se adoptarán si se superan.

3.114. Los resultados y hallazgos de la monitorización del lugar de trabajo deberían registrarse y ponerse a disposición de la administración y de los trabajadores, por conducto de sus representantes, si procede. Esta información servirá de apoyo en las evaluaciones anteriores y posteriores a las tareas, la planificación del trabajo, el control de la contaminación y la gestión de las operaciones de control radiológico. Deberían identificarse los cambios importantes en los resultados de esa monitorización, analizando también periódicamente las tendencias y adoptando las medidas correctivas que sean necesarias. Los datos que se registren deberían:

- a) demostrar el cumplimiento de la reglamentación;
- b) indicar los cambios importantes en el entorno laboral;
- c) proporcionar información detallada sobre los reconocimientos radiológicos, por ejemplo la fecha, la hora, el lugar, la tasa de dosis, la concentración de actividad en el aire, los instrumentos utilizados, el encargado del reconocimiento u otras observaciones;
- d) proporcionar detalles sobre todo informe referente al lugar de trabajo que pudiera repercutir negativamente en el cumplimiento de los requisitos pertinentes;
- e) facilitar detalles sobre todas las medidas apropiadas que se hayan adoptado.

3.115. En la selección y el uso de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo debería prestarse especial atención a que tengan las características de funcionamiento adecuadas para la situación particular que deba monitorizarse. En la sección 7 figuran orientaciones con respecto a la adquisición, el uso, el mantenimiento y el ensayo de esos instrumentos.

Evaluación de la exposición

3.116. Los requisitos específicos para la evaluación de la exposición ocupacional figuran en los párrafos 3.99 a 3.102 de la publicación GSR Part 3 [2], que rezan como sigue:

“3.99. Los empleadores, así como los trabajadores por cuenta propia, y los titulares registrados y titulares de licencias serán responsables de adoptar las disposiciones necesarias para evaluar la exposición ocupacional de los trabajadores, basándose en la monitorización individual, cuando proceda, y asegurarán que se adopten disposiciones con proveedores de servicios de dosimetría autorizados o aprobados que trabajen en el marco de un sistema de gestión de calidad.

3.100. En el caso de cualquier trabajador que normalmente trabaje en una zona controlada, o que trabaje ocasionalmente en una zona controlada y que pueda recibir una dosis importante debida a la exposición ocupacional, se procederá a la monitorización individual siempre que sea apropiado, adecuado y viable. En los casos en que la monitorización individual del trabajador no sea apropiada, adecuada o viable, la exposición ocupacional se evaluará sobre la base de los resultados de la monitorización radiológica del lugar de trabajo y la información sobre los lugares y la duración de la exposición del trabajador³³.

3.101. En el caso de cualquier trabajador que trabaje habitualmente en una zona supervisada o que entre en una zona controlada solo ocasionalmente, la exposición ocupacional se evaluará sobre la base de los resultados de la monitorización radiológica del lugar de trabajo o la monitorización individual, según convenga.

3.102. Los empleadores asegurarán que se identifique a los trabajadores que podrían estar sometidos a exposición debida a la contaminación, incluidos los que utilicen equipo protector respiratorio. Los empleadores harán lo necesario para proceder a una monitorización radiológica adecuada en la medida en que sea necesario a fin de demostrar la eficacia de las medidas de protección y seguridad y evaluar la incorporación de radionucleidos y las dosis efectivas comprometidas.

³³ La distinción entre tipos de trabajadores que se da en los párrafos 3.100 y 3.101 para los fines de la monitorización radiológica es similar a la distinción entre los trabajadores de categoría A y categoría B de la legislación de la Unión Europea [(véase la referencia [21])].”

3.117. La evaluación de la exposición de los trabajadores en las condiciones de trabajo normales y en las condiciones anormales previsibles debería tomarse en consideración cuando, para cualquier componente particular de la exposición (como la irradiación con fotones muy penetrantes, la irradiación con neutrones o la exposición interna), quepa prever que la dosis efectiva anual correspondiente excederá de 1 mSv. También debería tenerse en cuenta la probabilidad y posible magnitud de la exposición potencial.

3.118. En general, cuando sea probable que la magnitud o la variabilidad de la exposición sean importantes, debería evaluarse la exposición de los trabajadores mediante una monitorización individual. Habrá ocasiones, particularmente en la evaluación de la exposición interna, en que esto sea poco práctico o inviable y deba utilizarse en cambio la monitorización del lugar de trabajo. Cuando así sea, el programa de monitorización debería proporcionar información detallada sobre los movimientos de los trabajadores y las variaciones temporales y espaciales de las concentraciones en aire en el entorno inmediato del trabajador. De ser posible, deberían utilizarse datos específicos del emplazamiento para la caracterización del lugar de trabajo, y no valores por defecto.

3.119. Para los trabajos que entrañen un riesgo de exposición interna, puede ser necesario establecer un nivel de concentración de la actividad en aire, o de incorporación de actividad en el organismo, que permita determinar si existe la posibilidad de una exposición individual importante. En el cálculo de ese nivel deberían tomarse en consideración, en lo posible, los materiales radiactivos y las vías de exposición particulares del lugar de trabajo en cuestión. Si ese nivel se supera, podrían ser necesarias otras mediciones directas de la exposición interna de la persona. Esto puede ser conveniente también cuando existan dudas con respecto al grado de exactitud de la exposición evaluada para las condiciones específicas del lugar de trabajo.

3.120. En toda evaluación de la exposición ocupacional, debería estudiarse la exactitud de los procedimientos o dispositivos de monitorización utilizados para determinar la exposición externa e interna. El objetivo debería ser establecer un registro tan completo como sea razonablemente posible de evaluaciones formales y fiables de la exposición. Para ello habrá que tener en cuenta los factores que influyan en la exactitud de la evaluación, definir los criterios de exactitud aplicables a las mediciones y su interpretación, y adoptar medidas razonables y apropiadas para cuantificar y reducir al mínimo las incertidumbres.

3.121. En la sección 7 figuran orientaciones más detalladas sobre la evaluación de la exposición.

Niveles de investigación

3.122. La experiencia en una situación particular indica a veces la necesidad de revisar los procedimientos y la actuación. Esa experiencia puede ser cualitativa (por ejemplo, la observación de un posible aumento de la frecuencia de los casos de contaminación menor) o cuantitativa (como la aparición de una tendencia en los resultados de los programas de monitorización). El uso de la experiencia cuantitativa se puede respaldar fijando niveles de investigación para los resultados de la monitorización individual y de los lugares de trabajo. 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].

3.123. Los niveles de investigación son una herramienta importante de la administración en los programas de monitorización. Deberían definirse en la etapa de planificación de las actividades, y posiblemente revisarse luego sobre la base de la experiencia operacional. El órgano regulador también puede querer establecer, a los fines de la reglamentación, un nivel de investigación genérico expresado en términos de la exposición individual. Los niveles de investigación pueden referirse a prácticamente cualquiera de las magnitudes mensurables relacionadas con las personas o el entorno laboral. Deberían ser definidos por la administración en el programa de protección radiológica, con el propósito de facilitar el control de las operaciones y de la exposición.

3.124. Los niveles de investigación deberían utilizarse solo de manera retrospectiva, y no confundirse con las restricciones de dosis. Cuando se supere un nivel de investigación, deberá iniciarse un examen para determinar las causas y analizar las disposiciones de protección y seguridad y los motivos por lo que se sobrepasó el valor. Ese examen puede conducir a la introducción de medidas de protección y seguridad adicionales. Su objetivo debería ser extraer las enseñanzas apropiadas para las operaciones futuras y determinar si se requieren medidas adicionales para mejorar las disposiciones de protección y seguridad vigentes.

3.125. Los niveles de investigación deberían ser establecidos por la administración sobre la base del conocimiento de las condiciones del lugar de trabajo, los niveles y la variabilidad previstos de las magnitudes que se estén determinando (como la dosis efectiva y la incorporación) y el tipo de monitorización y su frecuencia. El valor del nivel de investigación debería también ser acorde con los objetivos del programa de monitorización y con el tipo de investigación que se vaya a iniciar. Ese valor podrá basarse en una fracción seleccionada del límite de dosis pertinente, y debería corresponder al

período de tiempo al que se refiera el resultado de la monitorización individual. Por ejemplo, el nivel de investigación de una operación ordinaria sometida a monitorización rutinaria podrá fijarse sobre la base de una dosis efectiva comprometida de 5 mSv derivada de las incorporaciones a lo largo de un año. Con N períodos de monitorización por año, el nivel de investigación NI_j (en becquerels) aplicable a la incorporación del radionucleido j en un período de monitorización determinado estará dado por la fórmula:

$$NI_j = \frac{0,005}{N \cdot e(g)_j} \quad (19)$$

donde $e(g)_j$ es el coeficiente de dosis para la inhalación o ingestión del radionucleido j , según corresponda (en sieverts por becquerel). El valor del nivel de investigación debería fijarse teniendo en cuenta también las otras fuentes de exposición.

3.126. El nivel puede establecerse para quienes participen en una determinada operación, o calcularse específicamente para las personas de un lugar de trabajo sin referencia a una operación particular. Esta segunda opción es la más adecuada cuando las personas están expuestas a varias fuentes diferentes en un lugar de trabajo o participan en una serie de tareas distintas.

3.127. La administración debería designar a las personas que tendrán la responsabilidad de iniciar las investigaciones cuando sea necesario. El propósito de cada nivel de investigación y las medidas correspondientes deberían estar claramente definidos de antemano. La investigación debería abordar los siguientes aspectos:

- a) las circunstancias que condujeron a la presunta exposición;
- b) la verificación de los resultados dosimétricos;
- c) la probabilidad de que los niveles o límites de dosis se superen en las condiciones de trabajo existentes;
- d) las medidas correctivas necesarias.

3.128. La monitorización del lugar de trabajo puede comprender la medición de las tasas de dosis, los niveles de contaminación, las concentraciones de la actividad en aire o una combinación de estos parámetros. La administración debería fijar los niveles de investigación para la monitorización del lugar de trabajo sobre la base de los niveles previstos y de la experiencia operacional. Un valor de la contaminación superficial (actividad por unidad de superficie) que corresponda a una fracción del límite de dosis pertinente puede dar una indicación

útil del significado de determinadas mediciones, y podría utilizarse como un nivel de investigación que indique el deterioro de las condiciones radiológicas en el lugar de trabajo.

Niveles de registro

3.129. Durante la monitorización rutinaria del lugar de trabajo o de las personas, se generará una gran cantidad de datos que pueden tener escasa utilidad cuantitativa a los efectos de la derivación de una dosis efectiva (o equivalente). Un nivel de registro es un nivel de dosis, exposición o incorporación prescrito por la autoridad reguladora, a partir del cual los valores de la dosis, exposición o incorporación de los trabajadores habrán de anotarse en sus respectivos registros de exposición (véase el párrafo 3.105 b) de la publicación GSR Part 3 [2]). Por ejemplo, el nivel de registro para la incorporación de un radionucleido podría establecerse de modo que corresponda a una dosis efectiva comprometida de 1 mSv derivada de las incorporaciones a lo largo de un año. De esta forma, con N períodos de monitorización por año, el nivel de registro NR_j (en becquerels) para la incorporación del radionucleido j en un determinado período de monitorización estaría dado por la fórmula:

$$NR_j = \frac{0,001}{N \cdot e(g)_j} \quad (20)$$

En los casos de exposición de los trabajadores a radiaciones de diferente tipo o a múltiples radionucleidos, deberá tenerse en cuenta la aportación de cada tipo de radiación o de cada radionucleido al seleccionar el nivel de registro para cada contribución a la dosis, exposición o incorporación. En la monitorización individual de la exposición externa, el nivel de registro suele ser el nivel mínimo de detección.

3.130. En el caso de la evaluación de la dosis interna, si la dosis o incorporación está por debajo del nivel de registro, el resultado de la medición debería mantenerse siempre en el registro de dosis del lugar de trabajo o de la persona.

Niveles de investigación y de registro derivados

3.131. Puede ser conveniente expresar los niveles de investigación y los niveles de registro en términos de las magnitudes efectivamente medidas (es decir, de las actividades de los radionucleidos medidas en el cuerpo o en muestras de excreciones). Estos son los niveles de investigación derivados (NID) y los niveles de registro derivados (NRD), respectivamente, y representan los valores de las

mediciones que corresponden a los niveles de investigación o los niveles de registro para parámetros tales como la dosis efectiva comprometida o la incorporación de radionucleidos. En el caso de las incorporaciones de radionucleidos, los valores se calculan separadamente para cada radionucleido, son específicos de la forma física y química de ese radionucleido en el lugar de trabajo, y son una función del tiempo transcurrido entre el momento de la incorporación y el de la medición. Para los ejemplos dados en las ecuaciones (19) y (20):

$$\text{NID}_j = \frac{0,005}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (21)$$

$$\text{NRD}_j = \frac{0,001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (22)$$

donde $m(t_0)_j$ es la fracción de la incorporación del radionucleido j restante en el cuerpo o en la muestra de excreciones una vez transcurrido un período de tiempo t_0 . El valor de t_0 se basa por lo general en el supuesto de que la incorporación tuvo lugar en el punto medio del período de monitorización, en cuyo caso:

$$t_0 = \frac{365}{2N} \text{ días} \quad (23)$$

Registros de la exposición ocupacional

3.132. El mantenimiento de registros es una parte esencial del proceso de monitorización individual, como se indica en los párrafos 3.103 y 3.106 de la publicación GSR Part 3 [2]:

“3.103. Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias mantendrán registros de la exposición ocupacional³⁴ correspondientes a cada trabajador respecto del cual se requiera la evaluación de la exposición ocupacional en los párrafos 3.99 a 3.102.

.....

3.106. Los empleadores, los titulares registrados y los titulares de licencias:

- a) facilitarán a los trabajadores acceso a los registros de su propia exposición ocupacional;

- b) facilitarán al supervisor del programa de vigilancia de la salud de los trabajadores, al órgano regulador y al empleador pertinente acceso a los registros sobre exposición ocupacional de los trabajadores;
- c) facilitarán el suministro de copias de los registros de la exposición de los trabajadores a nuevos empleadores cuando los trabajadores cambien de empleo;
- d) dispondrán lo necesario para que el empleador, el titular registrado o el titular de la licencia, según convenga, conserven los registros sobre la exposición de antiguos trabajadores;
- e) prestarán, al cumplir lo dispuesto en los apartados a) a d) *supra*, la atención debida para mantener la confidencialidad de los registros.

³⁴ Los registros de la exposición ocupacional también se conocen como ‘registros de exposición’ o ‘registros de dosis’”.

3.133. La administración debería establecer un procedimiento que indique cómo se comunicarán los datos y resultados de la monitorización, qué niveles de dosis se registrarán y qué documentos y registros de la exposición ocupacional se conservarán. En general, el proveedor de servicios de dosimetría tiene escaso contacto directo con los trabajadores y con la administración de la instalación. Sin embargo, esta última utiliza a menudo los resultados de la monitorización para asesorar al personal responsable de la protección radiológica ocupacional sobre los casos en que es necesaria una intervención que afecte a los trabajadores, como un muestreo de seguimiento o una restricción del trabajo, si es preciso. Por consiguiente, se requiere una estrecha cooperación entre las personas que participan en los diferentes componentes de los programas de monitorización y de protección.

3.134. Los registros de la exposición ocupacional individual deberían incluir todas las dosis equivalentes o incorporaciones evaluadas, incluidas las dosis en la piel y en el cristalino, cuando proceda. Deberían contener detalles de todo suceso anormal en que la persona haya participado, aunque no se haya podido hacer ninguna estimación de la exposición. Los registros referentes a los objetivos, los métodos de monitorización y los modelos utilizados para el análisis y la interpretación de los datos deberían conservarse, porque podrían ser necesarios para la interpretación futura de los registros de la exposición ocupacional. La trazabilidad de las mediciones y de las evaluaciones de la exposición es esencial.

3.135. El programa de monitorización debería especificar los períodos durante los cuales se realizará la monitorización y la evaluación de la exposición, que guardarán relación con el programa de muestreo o procesamiento dosimétrico.

Los registros de la exposición ocupacional individual de los trabajadores deberían tener un formato que permita distinguir las exposiciones evaluadas para cada uno de esos períodos.

3.136. Los registros de la exposición ocupacional deben mantenerse actualizados, y deberían existir procedimientos para asegurarse de que las evaluaciones de la exposición referentes a cada período de monitorización se incorporen prontamente en el registro de exposición del interesado.

3.137. Los sistemas de registro tienen que ser capaces de proporcionar información sobre la evaluación de la exposición ocupacional para cualquier período de notificación definido en el programa de protección radiológica o establecido por el órgano regulador. Si un trabajador cambia de empleo, los registros de la exposición ocupacional deberían actualizarse y completarse sin demora.

3.138. Los registros de dosis deberían ser fácilmente recuperables y estar protegidos contra la pérdida. Esta protección se logra normalmente manteniendo registros duplicados en lugares suficientemente distantes entre sí como para que ningún incidente pueda destruir las dos copias al mismo tiempo. Los registros de cada persona monitorizada deberían estar consolidados, ser completos y exactos, estar identificados con la indicación del lugar, el propósito, la fecha y el autor, y ser legibles y comprensibles para una persona cualificada. Deberán tenerse en cuenta todos los requisitos nacionales o acuerdos internacionales aplicables en relación con la privacidad de los registros de datos personales.

3.139. Si los empleadores, titulares registrados y titulares de licencias dejan de realizar actividades en que los trabajadores estén sujetos a exposición ocupacional, deberían adoptar disposiciones para que los registros de la exposición ocupacional de los trabajadores sean conservados por el órgano regulador, por un registro del Estado, o por el empleador, titular registrado o titular de licencia que corresponda, según el caso.

3.140. En la sección 7 figuran orientaciones más detalladas sobre los registros de la exposición ocupacional.

Información, instrucción y capacitación

3.141. El párrafo 3.110 de la publicación GSR Part 3 [2] reza como sigue:

“Los empleadores, en cooperación con los titulares registrados y los titulares de licencias:

- a) facilitarán a todos los trabajadores información suficiente sobre los riesgos para la salud debidos a su exposición ocupacional durante el funcionamiento normal, en casos de incidentes operacionales previstos y en condiciones de accidente, instrucción y capacitación suficientes y readiestramiento periódico en protección y seguridad, e información suficiente sobre la importancia de sus acciones en relación con la protección y la seguridad;
- b) facilitarán a los trabajadores que podrían participar en la respuesta a una emergencia o verse afectados por ella información apropiada, e instrucción, capacitación y readiestramiento periódico suficientes, en relación con la protección y la seguridad;
- c) mantendrán registros de la capacitación brindada a cada trabajador”.

3.142. La administración tiene la responsabilidad de velar por que los trabajadores que puedan estar expuestos a la radiación en sus tareas, así como las personas con responsabilidades asignadas respecto del programa de protección radiológica, reciban información general y capacitación en materia de protección radiológica. Esto debería incluir la capacitación de los representantes de los trabajadores y de los miembros de los comités de seguridad pertinentes, cuando corresponda.

3.143. El personal directivo debería recibir capacitación sobre los riesgos relacionados con la radiación, los principios básicos de la protección y la seguridad, sus principales responsabilidades respecto de la gestión de los riesgos radiológicos, y los elementos más importantes del programa de protección radiológica.

3.144. La capacitación de los trabajadores que participen directamente en operaciones con fuentes de radiación debería incluir la información pertinente, presentada mediante documentos, conferencias, capacitación aplicada y formación en el servicio, sobre los procedimientos correspondientes a las tareas asignadas a cada trabajador. La capacitación destinada a los trabajadores que se consideren sometidos a exposición ocupacional debería tratar los temas con un grado de detalle proporcionado a las tareas que deban desempeñar y al riesgo que pueda existir. Los temas que deberían abordarse incluyen lo siguiente:

- a) los principales riesgos asociados con la radiación ionizante;
- b) las magnitudes y unidades básicas utilizadas en protección radiológica;

- c) los requisitos de protección radiológica (incluidas la optimización de la protección y la limitación de las dosis);
- d) los fundamentos de la protección radiológica práctica (por ejemplo, el uso de equipo de protección personal, el blindaje y el comportamiento en las zonas designadas);
- e) cuestiones relacionadas con tareas específicas;
- f) la responsabilidad de dar aviso inmediato a la persona designada para ello si se produce un suceso imprevisto que eleve el riesgo radiológico;
- g) cuando proceda, las medidas que pueda ser necesario adoptar en caso de accidente.

3.145. Cuando deba realizarse un trabajo que suponga una exposición importante a la radiación, debería tomarse en consideración el uso de la capacitación con modelos a escala o simuladores, para asegurarse de que el trabajo se lleve a cabo con el menor número posible de tropiezos, evitando todos los riesgos innecesarios y reduciendo al mínimo los períodos de exposición.

3.146. Los trabajadores que no estén sometidos a exposición ocupacional, pero cuyo trabajo repercute en el nivel de exposición de otros trabajadores o de los miembros del público (como los diseñadores, ingenieros y planificadores), deberían recibir la información apropiada sobre los principios de la protección y la seguridad. También deberían recibir capacitación sobre la forma de tener en cuenta los requisitos de protección y seguridad en sus actividades, a fin de optimizar la protección de otras personas.

3.147. Las personas que desempeñen tareas relacionadas marginalmente con el uso de radiación, como los cuidadores o el personal de seguridad, y las que pasen períodos breves en zonas en que sea posible la exposición, deberían recibir información básica sobre los riesgos y las medidas preventivas que se deban adoptar. En estos casos, bastará incluir un breve examen de temas tales como el uso del tiempo y la distancia para limitar la exposición, un examen cualitativo de los riesgos relacionados con la exposición que puedan experimentar, y directrices concretas sobre las actuaciones prohibidas, exigidas o recomendadas.

3.148. Los requisitos específicos de la publicación GSR Part 3 [2] en relación con las trabajadoras que deban entrar en zonas controladas o zonas supervisadas se examinan en los párrafos 6.2 a 6.20. La administración debería decidir si se precisa más información y capacitación para hacer frente a los cambios que deban introducirse en las condiciones de trabajo a fin de restringir la exposición del embrión o feto o del lactante cuando se haya notificado un embarazo.

3.149. Los contratistas, incluidos los subcontratistas y los trabajadores itinerantes, deberían ser objeto de particular atención. Los empleadores deberían cooperar para asegurarse de que estas personas reciban la información necesaria y una adecuada capacitación (véanse los párrafos 6.73 a 6.76).

3.150. Los conocimientos de los trabajadores sobre los fundamentos de la protección y la seguridad, su nivel de capacitación y su competencia para desempeñar de manera segura las tareas que les correspondan deberían evaluarse, y ser considerados adecuados, antes de la realización de cualquier actividad no supervisada. La administración debería establecer un proceso para evaluar los conocimientos, el nivel de capacitación y la competencia de los trabajadores.

3.151. Los programas de información y capacitación sobre la protección y la seguridad deberían documentarse y aprobarse en el nivel apropiado de la organización. Estos programas se revisarán periódicamente, para que estén siempre actualizados. La capacitación y las pruebas superadas se documentarán en el expediente de cada trabajador, que se conservará por un período adecuado tras el cese en el empleo. Debería ofrecerse un readiestramiento periódico para que el personal tenga en todo momento los conocimientos más actualizados con respecto a su trabajo, y se mantenga alerta en relación con los riesgos del lugar de trabajo. También debería ofrecerse una nueva capacitación cuando haya habido cambios importantes en la política o los procedimientos. La capacitación debería actualizarse a intervalos regulares.

3.152. En la publicación N° RS-G-1.4 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Creación de competencia en materia de protección radiológica y uso seguro de las fuentes de radiación* [22], figuran más orientaciones sobre la formación y capacitación de los trabajadores.

Cualificación y certificación de los trabajadores

3.153. Los trabajadores que necesiten un nivel importante de competencia técnica en un ámbito de trabajo específico relacionado con fuentes selladas, fuentes no selladas o generadores de radiación deberían tener la formación adecuada y, cuando sea el caso, poseer la certificación correspondiente. Como ejemplo de esos trabajadores cabe mencionar a los radiógrafos de diagnóstico, los operadores de equipos de radiografía industrial y los operadores de los manipuladores maestro-esclavo en las celdas calientes para las fuentes de radiación.

3.154. El órgano regulador debería ofrecer orientaciones sobre la cualificación requerida para cada categoría de empleo. Esas orientaciones deberán indicar el nivel mínimo de formación, los requisitos mínimos de capacitación y readiestramiento, y el nivel mínimo de experiencia para cada categoría de empleo. Además, el órgano regulador debería imponer requisitos con respecto al reconocimiento de las cualificaciones relacionadas con ciertas funciones y responsabilidades, como las del oficial de protección radiológica. Como alternativa, el órgano regulador podría examinar y aprobar, si procede, las propuestas que le presente la administración con respecto a los requisitos de capacitación.

3.155. Tras haber cursado debidamente la capacitación requerida y haber acumulado el período de experiencia laboral necesario, la persona podrá ser reconocida formalmente como trabajador cualificado. Este reconocimiento puede ser otorgado por el empleador, por el órgano regulador o por un consejo, una sociedad o un órgano profesional o académico.

3.156. A veces será adecuado y conveniente que el órgano regulador reconozca la calidad e idoneidad de ciertos centros y cursos de capacitación. Ese reconocimiento puede oficializarse mediante el proceso de acreditación.

Auditorías y exámenes

3.157. El programa de protección radiológica debería evaluarse a intervalos regulares. Las auditorías y los exámenes de las actividades del programa de protección radiológica deben programarse teniendo en cuenta la condición e importancia de la actividad. El sistema de gestión (véanse los párrafos 2.23 a 2.26) debería incluir un proceso para que esas evaluaciones detecten y corrijan los problemas administrativos y de gestión que puedan impedir el logro de los objetivos del programa. Las auditorías y los exámenes deberían correr a cargo de personas que posean la competencia técnica necesaria para evaluar los procesos y procedimientos de que se trate, pero no tengan ninguna responsabilidad directa respecto de esas actividades. Aunque pueden ser realizados por miembros del personal de otros ámbitos de trabajo de la organización, la evaluación independiente a cargo de otras organizaciones puede tener ventajas. El objetivo de las evaluaciones es mejorar la eficacia y eficiencia del programa de protección radiológica.

3.158. Las auditorías y los exámenes deberían llevarse a cabo aplicando procedimientos escritos y listas de verificación, y organizarse cuando se den una o varias de las siguientes condiciones:

- a) cuando el órgano regulador así lo exija;
- b) cuando la administración considere necesaria una evaluación independiente sistemática del programa;
- c) cuando se hayan introducido un nuevo programa de protección radiológica o nuevos elementos sustantivos en el programa ya existente;
- d) cuando se hayan efectuado cambios importantes en esferas funcionales del programa de protección radiológica, por ejemplo una revisión considerable de la organización o los procedimientos;
- e) cuando sea necesario verificar la aplicación de medidas correctivas decididas anteriormente.

EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES DEBIDA A FUENTES NATURALES

Aplicabilidad de los requisitos para las situaciones de exposición planificadas

3.159. Según el párrafo 3.4 de la publicación GSR Part 3 [2], la exposición ocupacional debida a fuentes naturales está sujeta, en general, a los requisitos para las situaciones de exposición existentes (véase la sección 5). Este será siempre el caso cuando la exposición se deba a “radionucleidos de origen natural, independientemente de la concentración de la actividad, presentes en productos básicos, como alimentos, piensos, agua potable, fertilizantes agrícolas y enmiendas del suelo, y materiales de construcción, así como materiales radiactivos residuales en el medio ambiente” (párrafo 5.1 c) ii) de la publicación GSR Part 3 [2]). Cuando la exposición ocupacional se deba a radionucleidos de origen natural presentes en materiales distintos de esos productos de uso cotidiano (básicamente materiales de procesos industriales) y a radionucleidos presentes en residuos del medio ambiente, los requisitos aplicables dependerán de las concentraciones de la actividad de los radionucleidos, según los siguientes criterios:

- a) Si en cualquier material de proceso la concentración de la actividad de cualquier radionucleido de las series radiactivas del ^{238}U o el ^{232}Th excede de 1 Bq/g, o si la concentración de la actividad del ^{40}K supera los 10 Bq/g, la actividad industrial se considerará una práctica y se aplicarán los requisitos correspondientes a las situaciones de exposición planificadas.
- b) Si en todos los materiales de proceso las concentraciones de la actividad de todos los radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th son iguales o inferiores a 1 Bq/g y la concentración de la actividad

del ^{40}K no supera los 10 Bq/g, los materiales no se considerarán materiales radiactivos naturales, la actividad industrial no se considerará una práctica y los requisitos que se aplicarán serán los de las situaciones de exposición existentes.

3.160. Los criterios expuestos en el párrafo 3.159 representan (en órdenes de magnitud) los límites superiores de las concentraciones de la actividad en el suelo normal [23], como se ilustra en la figura 3 para los radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th . La figura 3 indica claramente que muchos minerales explotados comercialmente contienen niveles de concentración de la actividad del ^{238}U y el ^{232}Th inferiores a 1 Bq/g y pueden no estar sujetos a reglamentación como materiales radiactivos naturales.

3.161. La exposición debida al radón en el lugar de trabajo está sujeta normalmente a los requisitos para las situaciones de exposición existentes. Sin

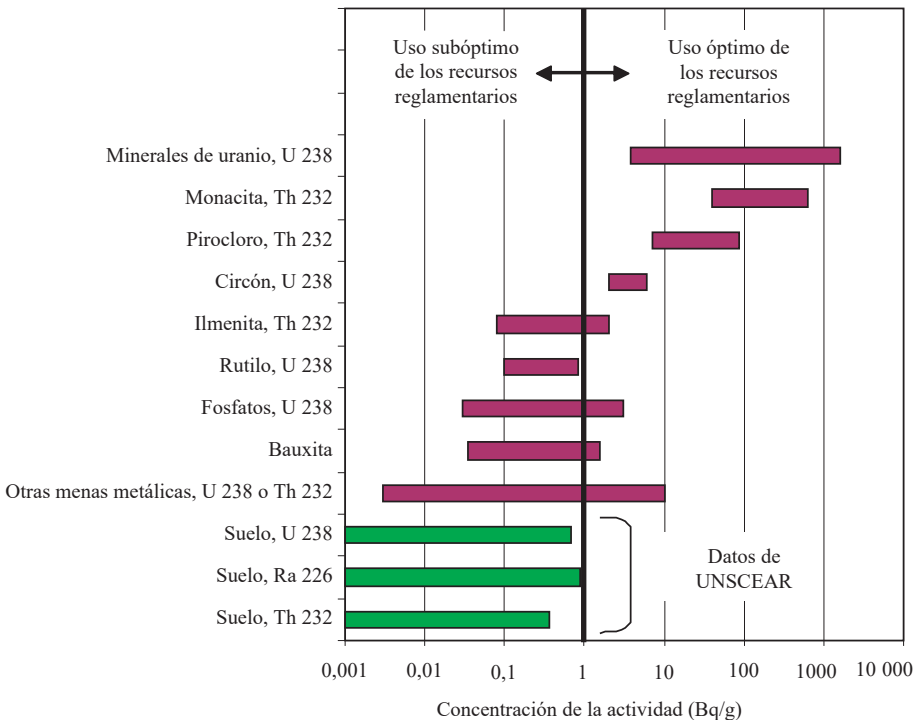


Fig. 3. Concentraciones de la actividad de radionucleidos presentes en materiales naturales.

embargo, a tenor del párrafo 3.4 de la publicación GSR Part 3 [2], se aplicarán los requisitos para las situaciones de exposición planificadas en los casos de:

- a) exposición debida a la presencia de ^{222}Rn , ^{220}Rn y sus respectivas progenies en el lugar de trabajo, cuando la exposición ocupacional causada por otros radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U o el ^{232}Th esté controlada como situación de exposición planificada;
- b) exposición debida a la presencia de ^{222}Rn y su progenie en el lugar de trabajo, cuando el promedio anual de la concentración de la actividad del ^{222}Rn en el aire se mantenga por encima del nivel de referencia (véanse los párrafos 5.19 a 5.23).

Los descendientes del ^{222}Rn mencionados en los apartados a) y b) del párrafo 3.161 son el ^{218}Po , el ^{214}Pb , el ^{214}Bi y el ^{214}Po . Los descendientes del ^{220}Rn mencionados en el apartado a) del párrafo 3.161 comprenden el ^{216}Po , el ^{212}Pb , el ^{212}Bi , el ^{212}Po y el ^{208}Tl . En los párrafos 5.45 a 5.51 figura más información sobre el ^{222}Rn , el ^{220}Rn y sus respectivos productos de desintegración.

3.162. Atendiendo a los criterios enunciados en los párrafos 3.159 y 3.161, y habida cuenta de las mediciones de la exposición ocupacional publicadas a la fecha, las siguientes actividades industriales están o podrían estar sujetas a los requisitos para las situaciones de exposición planificadas [24]:

- a) la extracción y el procesamiento de mineral de uranio;
- b) la extracción de elementos de tierras raras [25];
- c) la producción y el uso de torio y sus compuestos;
- d) la producción de niobio y de ferroniobio;
- e) la minería de menas distintas del mineral de uranio;
- f) la producción de petróleo y gas [26];
- g) la fabricación de pigmentos de dióxido de titanio [27];
- h) las actividades de la industria del fosfato [28];
- i) las actividades de las industrias del circón y la circonia [29];
- j) la producción de estaño, cobre, aluminio, cinc, plomo, y hierro y acero;
- k) la combustión del carbón;
- l) el tratamiento de aguas.

Enfoque graduado

3.163. La aplicación del enfoque graduado en la regulación de las actividades industriales que entrañan material radiactivo natural se justifica por los siguientes motivos:

- a) La importancia económica de muchos de esos sectores industriales.
- b) Los grandes volúmenes de residuos y desechos de procesos que puedan generarse, y las limitadas opciones para su gestión.
- c) El costo potencialmente alto de la regulación, en relación con las reducciones de la exposición que es posible alcanzar en la práctica cuando los niveles de exposición y los riesgos radiológicos conexos ya son más bien bajos.
- d) El reconocimiento de que las dosis previstas son siempre muy inferiores al umbral de los efectos deterministas en la salud, y de que no existe ningún riesgo real de emergencia radiológica.

3.164. Para definir el enfoque reglamentario óptimo, el órgano regulador no debería limitarse a determinar si se han superado los criterios establecidos en los párrafos 3.159 y 3.161. También debería examinar con más detalle determinados tipos de operaciones, procesos y materiales, incluida una evaluación radiológica previa de las posibles exposiciones, y los costos de la reglamentación en comparación con los beneficios alcanzables.

3.165. En la aplicación del enfoque graduado, el órgano regulador debería determinar primero si la exención de la práctica es la opción reglamentaria óptima; la experiencia ha demostrado que puede perfectamente serlo en el caso de muchas actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural. En lo que respecta a la exposición causada por este material, el criterio para la exención sin más establecido en el párrafo I.4 de la publicación GSR Part 3 [2] es una dosis del orden de 1 mSv o menos en un año. Al adoptar una decisión sobre la opción reglamentaria óptima (exención, notificación, registro o licencia), deberían tenerse debidamente en cuenta los efectos (y la eficacia) de los controles ya existentes que puedan reducir las dosis y que tal vez ya se estén aplicando debido a otras formas de regulación, como la relacionada con la salud y seguridad ocupacionales; de lo contrario, se correrá el riesgo de sobrestimar considerablemente la dosis. La necesidad de aplicar el nivel más alto del enfoque graduado (la concesión de una licencia) a las prácticas que comporten la exposición a material radiactivo natural se limitará probablemente a las operaciones en que se utilicen cantidades sustanciales de materiales con concentraciones de la actividad muy altas.

3.166. De conformidad con el párrafo I.12 b) de la publicación GSR Part 3 [2], los materiales (como los residuos de material radiactivo natural) con radionucleidos de origen natural utilizados en una práctica autorizada pueden quedar dispensados sin más del control reglamentario si la concentración de la actividad de cada radionucleido de la serie radiactiva del ^{238}U o del ^{232}Th es

igual o inferior a 1 Bq/g y la concentración de la actividad del ^{40}K no supera los 10 Bq/g.

3.167. Los materiales de una instalación autorizada que hayan quedado dispensados en razón de su bajo contenido de radionucleidos podrían igualmente no ser inocuos, y plantear riesgos no radiológicos para los seres humanos y el medio ambiente debido a la presencia de otros componentes, como los metales pesados. En esos casos, estos materiales tendrán que seguir sometidos a control con arreglo a la reglamentación pertinente.

Evaluación radiológica previa

Vías de exposición

3.168. Cuando se realice una evaluación radiológica previa de actividades industriales que entrañen la presencia de material radiactivo natural, las vías de exposición de los trabajadores que con más frecuencia habrá que tener en cuenta son la exposición externa a la radiación γ emitida por los materiales de proceso y la exposición interna causada por la inhalación de radionucleidos presentes en el polvo:

- a) Los principales radionucleidos de origen natural que contribuyen a la exposición a la radiación γ son el ^{214}Pb y el ^{214}Bi de la serie radiactiva del ^{238}U , y el ^{228}Ac , el ^{212}Pb y el ^{208}Tl de la serie radiactiva del ^{232}Th . La energía γ más alta (2614 keV) corresponde al ^{208}Tl . La exposición a la radiación γ se relaciona principalmente con las acumulaciones de residuos o concentrados de minerales. Las tasas de dosis más altas se registran por lo general cerca de los tanques de proceso, las tuberías, los filtros y las grandes pilas de materiales.
- b) Las partículas de polvo suspendidas en el aire proceden de la resuspensión de la contaminación de los pisos y otras superficies, las emisiones de las operaciones de procesamiento y el transporte de los minerales. En lo que respecta a la inhalación de esas partículas por los trabajadores en las actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural, puede ser motivo de preocupación a los efectos de la protección radiológica la exposición causada por los radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th .

3.169. El examen de la exposición interna por inhalación de ^{222}Rn emitido por los materiales de proceso —en que la exposición se debe a los descendientes de período corto de este radionucleido— puede ser necesario en algunas actividades

que utilizan minerales y materias primas (situación que, según lo señalado en el párrafo 3.161, no se consideraría necesariamente una situación de exposición planificada). La exposición debida al ^{220}Rn y sus descendientes no suele preocupar, porque el período de semidesintegración del ^{220}Rn es mucho más corto que el del ^{222}Rn . El ^{220}Rn debe tenerse en cuenta en algunos lugares de trabajo en que hay minerales con un alto contenido de ^{232}Th , como la monacita. En esos lugares, es probable que la exposición ya esté controlada como una situación de exposición planificada, y no como una situación de exposición existente, debido a la presencia de otros radionucleidos de la serie radiactiva del ^{232}Th (véase el párrafo 3.161 a)).

3.170. La exposición interna de los trabajadores por ingestión difícilmente será motivo de preocupación en las condiciones de trabajo normales.

Niveles de exposición previstos

3.171. La experiencia ha demostrado que las dosis efectivas anuales recibidas por los trabajadores en las actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural suelen ser bajas, incluso cuando las concentraciones de radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th son considerablemente superiores a 1 Bq/g. La evaluación radiológica previa debería, pues, realizarse de un modo que distinga rápidamente entre las vías de exposición que requieren más atención desde el punto de vista de la protección y la seguridad y las que tienen efectos mínimos. Para la exposición a la radiación γ y la exposición causada por el polvo en suspensión, es posible establecer una indicación general de la dosis previsible si se conocen las concentraciones de la actividad en los diversos materiales de proceso. En el apéndice I se describe una metodología para hacerlo, que utiliza la relación lineal básica entre la dosis y la concentración de la actividad.

3.172. En la enorme mayoría de los lugares de trabajo, las concentraciones de ^{222}Rn son parecidas a los niveles normales de los espacios interiores, o pueden reducirse a esos niveles mediante una mejor ventilación, de conformidad con los requisitos para las situaciones de exposición existentes (véase la sección 5). En virtud del párrafo 3.161 a), la exposición causada por el ^{222}Rn en los lugares de trabajo en que hay material radiactivo natural podría quedar sometida a los requisitos para las situaciones de exposición planificadas a raíz de la necesidad de controlar (como situación de exposición planificada) la exposición causada por otros radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th . Incluso en estos lugares de trabajo, las concentraciones de ^{222}Rn son por lo general cercanas a los niveles normales para los espacios interiores, ya que el ^{222}Rn emitido por

los minerales con concentraciones elevadas de ^{226}Ra puede diluirse rápidamente mediante la ventilación. No obstante, hay lugares de trabajo en que las concentraciones de ^{222}Rn pueden ser altas. En algunos casos, son tan altas que, pese a todos los esfuerzos razonables por reducirlas, se mantienen por encima del nivel de referencia para el ^{222}Rn (véase el párrafo 5.60), creando la necesidad de someter el lugar de trabajo al control previsto para las situaciones de exposición planificadas, con arreglo al párrafo 3.161 b). Lo más probable es que esos lugares de trabajo sean sitios subterráneos en que la cantidad de ventilación posible sea limitada y/o haya una emisión importante de ^{222}Rn procedente de minerales ricos en radio (en el caso de las minas subterráneas de uranio) o de agua rica en radio (en el caso de las minas subterráneas y de las plantas de tratamiento de aguas freáticas). Las concentraciones de ^{222}Rn en el lugar de trabajo suelen ser sumamente variables, y la exposición es muy difícil de predecir por modelización. Cuando se sospeche que pueda haber concentraciones importantes de ^{222}Rn en un lugar de trabajo, deberían realizarse mediciones de este radionucleido en el marco de la evaluación radiológica previa, a fin de determinar en qué medida se requerirán disposiciones para controlar la exposición correspondiente. Esto debería efectuarse independientemente de que la situación vaya luego a tratarse como una situación de exposición planificada o una situación de exposición existente.

3.173. Dado que el potasio natural contiene un 0,012 % de ^{40}K , este radionucleido está presente abundantemente en los minerales y las materias primas. Con un período de semidesintegración de 1250 millones de años, el ^{40}K genera ^{40}Ca por emisión β (89 %) y ^{40}Ar por captura electrónica (11 %), emitiendo 1,46 MeV de radiación γ . En el cuerpo humano, el ^{40}K es controlado homeostáticamente, y todo exceso es excretado. En el organismo de un adulto, el contenido de potasio es de alrededor de 160 g. Dado el consenso general en que no es viable controlar el ^{40}K presente en el cuerpo, este radionucleido se considera imposible de controlar y está excluido de las normas (véase el párrafo 1.42 de la publicación GSR Part 3 [2]). A los efectos de la protección y la seguridad, lo único que se puede tener en cuenta es la emisión γ producida por grandes cantidades de materiales ricos en potasio, como algunos tipos de fertilizante. Según los datos presentados en la referencia [24], la dosis efectiva anual prevista por unidad de concentración de la actividad debida a la radiación γ emitida por el ^{40}K de los minerales ricos en potasio es de entre 0,02 y 0,03 mSv por Bq/g. La concentración de la actividad es siempre inferior a 30,6 Bq/g, que representan la concentración de la actividad del ^{40}K en el elemento puro. La dosis efectiva recibida por un trabajador expuesto debido a la presencia de minerales ricos en potasio será, pues, siempre inferior a 1 mSv por año. En vista de ello,

la exposición ocupacional causada por el ^{40}K de los minerales ricos en potasio puede, en general, pasarse por alto en toda evaluación radiológica previa.

Control de la exposición de los trabajadores

Exposición a la radiación γ

3.174. Para reducir al mínimo la exposición externa debida al material radiactivo natural presente en el lugar de trabajo, puede ser a veces adecuado adoptar medidas protectoras específicas, como el control del período de ocupación, o incluso el blindaje. Los materiales con concentraciones de la actividad relativamente bajas generan tasas de dosis de radiación γ moderadas (típicamente de no más de algunos microsievets por hora), incluso por contacto. En tales casos, puede ser suficiente desalentar y reducir el acceso, por ejemplo almacenando los materiales en zonas que la mayor parte del tiempo estén desocupadas. En las áreas en que haya materiales con concentraciones de la actividad relativamente altas, puede ser necesario utilizar barreras físicas y señales de advertencia.

Exposición al polvo y otros contaminantes suspendidos en el aire

3.175. La exposición debida al polvo suspendido en el aire estará controlada probablemente en muchos lugares de trabajo por la normativa general sobre salud y seguridad ocupacionales. El control de la calidad del aire para minimizar los niveles de polvo también puede ayudar a reducir las concentraciones de los productos de desintegración del ^{222}Rn y el ^{220}Rn . Por consiguiente, el órgano regulador debería determinar primero hasta qué punto las medidas de control existentes para los fines de la salud y la seguridad ocupacionales consiguen minimizar la exposición de los trabajadores a la radiación, antes de decidir imponer medidas de control adicionales por motivos puramente radiológicos. En algunos lugares de trabajo, las medidas de control existentes para la salud y la seguridad ocupacionales pueden ser suficientes por sí solas para proteger contra la exposición interna. En otros, será necesario adoptar medidas de control adicionales para los fines específicos de la protección radiológica, a fin de cumplir con los requisitos aplicables a las situaciones de exposición planificadas.

3.176. Muchos lugares de trabajo en que hay exposición causada por material radiactivo natural son intrínsecamente polvorientos. Entre ellos se cuentan las zonas mineras, las áreas de bocarteo de minerales, y las zonas de manipulación y embalaje de productos. En estos lugares, especialmente en los que no se trabaja al aire libre, los sistemas de ventilación son cruciales para el control del polvo

en suspensión, y pueden ser fundamentales también para controlar el ^{222}Rn y sus descendientes, así como los contaminantes no radiológicos presentes en el aire; en las minas subterráneas estos contaminantes no radiológicos pueden incluir el gas metano y los gases de voladura. El diseño de los sistemas de ventilación de las minas subterráneas debería ser parte integrante de la labor global de planificación y desarrollo de la mina. Cuando sea posible, la acumulación de ^{222}Rn en los lugares de trabajo subterráneos debería minimizarse evitando el paso del aire puro por zonas ya explotadas y estableciendo un sistema ‘en una pasada’. La velocidad del aire debería ser suficiente para diluir los contaminantes suspendidos en el aire, pero no tan alta como para poner nuevamente en suspensión el polvo que se haya depositado. Las zonas de toma del suministro de aire deberán estar lejos de aquellas en que se descargue el aire de la mina, para evitar la mezcla de las dos corrientes. De preferencia, el sistema primario de ventilación debería funcionar continuamente, para que no se acumule actividad en las zonas de trabajo. Los trabajadores no deberían tener acceso a las zonas no ventiladas, a menos que cuenten con una autorización especial y estén debidamente protegidos. La colocación de estaciones de trabajo fijas en galerías de retorno de aire deberá evitarse; cuando ello no sea posible, los operadores deberían trabajar en cabinas con suministro de aire filtrado.

3.177. En las instalaciones con un alto potencial de exposición debido al polvo en suspensión, al ^{222}Rn o a otros contaminantes presentes en el aire, el empleador debería velar por que se contraten los servicios de un oficial de ventilación debidamente cualificado. Este oficial debería tener las siguientes responsabilidades:

- a) asesorar a la administración sobre todas las cuestiones relacionadas con los sistemas de ventilación y de purificación del aire;
- b) controlar el debido funcionamiento de los sistemas de ventilación (incluidos los sistemas de ventilación auxiliares, que pueden deteriorarse rápidamente en las minas subterráneas), introduciendo las modificaciones que sean necesarias y velando por que se subsane con prontitud toda deficiencia detectada;
- c) verificar que los flujos y las velocidades del aire se midan de conformidad con las buenas prácticas de ventilación;
- d) velar por que se utilicen instrumentos debidamente calibrados;
- e) ejecutar programas de muestreo y control del polvo, conjuntamente con el oficial de protección radiológica;
- f) participar en programas de capacitación y elaborar o aprobar todos los materiales de capacitación sobre la ventilación y el control del polvo;

- g) estar familiarizado con las propiedades del ^{222}Rn y el ^{220}Rn y de sus descendientes, cuando corresponda.

3.178. La contención completa de los materiales suele ser inviable, especialmente cuando se trata de grandes cantidades de materiales con bajos niveles de concentración de la actividad. Sin embargo, los derrames y la dispersión de los materiales fuera de la zona no tienen, por lo general, ninguna importancia radiológica, a menos que generen niveles importantes y persistentes de polvo en suspensión. Por lo tanto, la prevención de la resuspensión del polvo será, en la mayoría de los casos, el enfoque más eficaz. El control de la contaminación superficial puede ser difícil y poco práctico, y las medidas destinadas específicamente a controlar esta contaminación solo tienen sentido cuando los materiales presentes tienen concentraciones de la actividad más altas. No obstante, incluso si los materiales manipulados tienen bajas concentraciones de la actividad, deberían aplicarse en todo momento las buenas prácticas industriales, estableciendo normas y procedimientos de trabajo adecuados (es decir, el uso de la aspiración) para controlar debidamente la resuspensión del polvo. También deberían establecerse y examinarse regularmente las medidas adecuadas para fomentar el mantenimiento de la limpieza general, el control de los derrames y la higiene personal.

3.179. En las situaciones en que las concentraciones de la actividad de los radionucleidos presentes en los materiales que se estén manipulando sean moderadas, debería tenerse en cuenta que el contenido de sílice del polvo en suspensión puede ser más preocupante, desde el punto de vista de la salud ocupacional, que su contenido de radionucleidos.

Sensibilización y capacitación de los trabajadores

3.180. Muchas actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural no se asocian automáticamente con la exposición a la radiación. El establecimiento de reglas locales, y la comprensión de las precauciones recogidas en esas reglas, deberían respaldarse con la sensibilización y capacitación de los trabajadores. Las prácticas laborales de los empleados pueden aumentar la generación de polvo y, en algunos casos, contrarrestar completamente los efectos de los controles tecnológicos instalados. Cuando haya deficiencias en el modo en que se realicen las tareas de mantenimiento del equipo, se requerirán exámenes periódicos para determinar si es posible mejorarlas.

3.181. Los programas de formación y capacitación de los trabajadores deberían incluir temas referentes específicamente a las actividades industriales que

entrañen la presencia de material radiactivo natural. Esos temas podrían incluir, según el caso:

- a) las propiedades y los riesgos de los radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th (incluidos el ^{222}Rn y el ^{220}Rn , cuando corresponda);
- b) la aplicación de los principios del tiempo, la distancia y el blindaje para reducir al mínimo la exposición a la radiación γ cerca de las grandes acumulaciones de material radiactivo natural, especialmente cuando los niveles de concentración de la actividad sean altos;
- c) la medición de la actividad en aire derivada del polvo y del ^{222}Rn y sus descendientes;
- d) la necesidad de controlar y eliminar el polvo en suspensión, y los métodos empleados para ello;
- e) el funcionamiento y propósito del sistema de ventilación, y su importancia para la protección y la seguridad.

4. EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES EN UNA EMERGENCIA NUCLEAR O RADIOLÓGICA

4.1. Los requisitos relativos a la protección y seguridad de los trabajadores en situaciones de exposición de emergencia se establecen en la publicación GSR Part 3 [2] y en el volumen N° GSR Part 7 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulado *Preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica* [30].

4.2. Hay cuatro grupos de trabajadores que pueden verse expuestos a la radiación en una emergencia nuclear o radiológica, debido ya sea a su participación en la respuesta, o a la propia emergencia en la instalación o actividad en que operen:

- a) los trabajadores de emergencias que deben ejecutar tareas especificadas;
- b) los trabajadores que cumplen sus funciones en el lugar de trabajo, sin participar en la respuesta a la emergencia nuclear o radiológica;
- c) los trabajadores que deben interrumpir sus labores y abandonar el lugar;
- d) los trabajadores que se exponen involuntariamente durante un accidente u otro incidente en la instalación o durante la realización de una actividad, sin que esa exposición se relacione con la respuesta a la emergencia.

4.3. Estos cuatro grupos se han establecido teniendo en cuenta un amplio espectro de escenarios y las diferentes funciones y responsabilidades de los trabajadores de una instalación o actividad (como los trabajadores de emergencias designados, el personal administrativo del emplazamiento y los empleados de unidades operacionales cercanas). Los deberes de los distintos trabajadores en una emergencia nuclear o radiológica serán diferentes, y se requerirán estrategias de protección adecuadas para garantizar la debida protección de todos ellos. La protección de los trabajadores de emergencias mencionados en el apartado a) del párrafo 4.2 debería ser conforme con los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2] para las situaciones de exposición de emergencia y en la publicación GSR Part 7 [30]. La protección de los trabajadores del grupo indicado en el apartado b) del párrafo 4.2 debería ser la que reciban los trabajadores en las situaciones de exposición planificadas, de conformidad con los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2]. La protección de los trabajadores a que se refiere el apartado c) del párrafo 4.2 debería corresponder a la que reciban los miembros del público en las situaciones de exposición de emergencia, en virtud de los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 7 [30]. La protección de los trabajadores que se expongan accidentalmente (párrafo 4.2 d)) en lo que respecta al tratamiento y seguimiento médico y a la evaluación de las dosis debería ser acorde con lo dispuesto en las publicaciones GSR Part 3 [2] y GSR Part 7 [30].

4.4. La protección de los ayudantes en la emergencia (es decir, de los miembros del público que por su propio deseo y voluntad ayuden en la respuesta a una emergencia nuclear o radiológica) no se examina específicamente en esta guía de seguridad. Sin embargo, esos ayudantes deberían registrarse, integrarse en las operaciones de respuesta a la emergencia y ser objeto del mismo nivel de protección que los trabajadores de emergencias no designados como tales en la etapa de preparación, de conformidad con lo señalado en la publicación GSR Part 7 [30].

PLANIFICACIÓN PARA CASOS DE EMERGENCIA Y RESPONSABILIDADES CORRESPONDIENTES

4.5. Las disposiciones para la protección de los trabajadores en una emergencia nuclear o radiológica deberían incluirse en el plan para casos de emergencia que se prepare sobre la base de la evaluación de los riesgos de conformidad con lo dispuesto en la publicación GSR Part 7 [30]. El grado de planificación debería ser proporcionado a la naturaleza y magnitud de los riesgos, y a la posibilidad de mitigar las consecuencias de una emergencia, si se llegara a producir.

4.6. Con respecto a la protección de los trabajadores de emergencias, el plan para casos de emergencia debería contener, entre otras cosas:

- a) la identificación de las personas u organizaciones que tendrán la responsabilidad de garantizar el cumplimiento de los requisitos de protección y seguridad de los trabajadores en una emergencia nuclear o radiológica, incluidas las que deban controlar la exposición de los trabajadores de emergencias;
- b) la especificación de las funciones y responsabilidades de todos los trabajadores que participarán en la respuesta a una emergencia nuclear o radiológica;
- c) información detallada sobre las medidas protectoras que deberán adoptarse, el equipo de protección personal y de monitorización que se utilizará y los arreglos relacionados con la dosimetría;
- d) la consideración del control del acceso de los trabajadores en caso de emergencia nuclear o radiológica en el emplazamiento.

PROTECCIÓN DE LOS TRABAJADORES DE EMERGENCIAS

4.7. La diferencia fundamental entre los miembros del público y los trabajadores de emergencias en una situación de exposición de emergencia es que los primeros podrían recibir dosis si no se hace nada para evitarlo, mientras que los segundos las recibirán debido a las funciones específicas que deban cumplir. Así pues, en la medida de lo posible, es razonable seguir tratando la exposición de los trabajadores de emergencias con arreglo a los requisitos para las situaciones de exposición planificadas, de conformidad con el enfoque graduado, particularmente en las etapas tardías de una emergencia. La exposición de los trabajadores de emergencias comienza con la orden de realizar una determinada tarea y acaba con el cumplimiento de esa tarea o con la declaración que dé por terminada la emergencia.

4.8. La protección de los trabajadores de emergencias debería comprender, como mínimo:

- a) la capacitación de los que hayan sido designados como tales de antemano;
- b) en el caso de los que no hayan sido designados como tales de antemano⁸, la impartición de instrucciones inmediatamente antes de la acción ('capacitación de último minuto') sobre cómo cumplir las tareas asignadas en las condiciones de emergencia y cómo protegerse;
- c) la gestión, el control y el registro de las dosis recibidas;
- d) el suministro de equipo de protección personal y de monitorización especializado y apropiado;
- e) la administración de yodo para el bloqueo de la tiroides, cuando proceda;
- f) seguimiento médico y asesoramiento psicológico, si es el caso;
- g) la obtención de su consentimiento informado para el desempeño de las tareas especificadas, cuando corresponda.

Justificación

4.9. En la etapa de preparación deberían justificarse las medidas protectoras y otras medidas de respuesta que se adoptarán en una emergencia nuclear o radiológica, prestando la debida atención al detrimento causado por las dosis que recibirán los trabajadores de emergencias al aplicar esas medidas protectoras y otras medidas de respuesta. El proceso de justificación debería ser un esfuerzo conjunto de todas las partes interesadas (el órgano regulador, las organizaciones de respuesta y otras).

Optimización

4.10. En la etapa de preparación debería aplicarse el proceso de optimización de la protección de los trabajadores, incluido el uso de niveles de referencia. Este proceso debería ser un esfuerzo conjunto de todas las partes interesadas (el órgano regulador, las organizaciones de respuesta y otras).

4.11. Como parte del proceso de optimización, deberían establecerse niveles de referencia. El nivel de referencia representará el nivel de dosis por encima del cual se considerará inapropiado autorizar una exposición planificada y para el cual, en consecuencia, se planificarán y optimizarán las medidas de protección. Las dosis que se comparan con los niveles de referencia son, por lo general, dosis prospectivas (es decir, dosis que podrían recibirse en el futuro, ya que solo en esas

⁸ Los trabajadores de emergencias no designados como tales en la etapa de preparación deben registrarse e integrarse en las operaciones de respuesta a la emergencia de conformidad con lo dispuesto en la publicación GSR Part 7 [30].

dosis futuras podrán influir las decisiones sobre las medidas protectoras). Los niveles de referencia no pretenden ser una forma de límite de dosis retrospectivo.

4.12. La fase inicial de la respuesta a una emergencia nuclear o radiológica se caracteriza por la falta de información sobre el suceso, la escasez de materiales para las medidas protectoras y la urgencia de la aplicación de esas medidas. Por lo tanto, durante esa fase inicial hay poco o ningún margen para aplicar el proceso de optimización a la protección de los trabajadores de emergencias. Los esfuerzos deberían dirigirse a reducir la exposición en la mayor medida posible, teniendo en cuenta las difíciles condiciones de la emergencia y su evolución.

4.13. En la adopción de medidas protectoras en las fases posteriores de una emergencia nuclear o radiológica, y en la transición de una situación de exposición de emergencia a una de exposición existente, el proceso de optimización debería apuntar a ofrecer a los trabajadores de emergencias la misma protección que reciben los trabajadores en situaciones de exposición planificadas.

Restricción de la exposición de los trabajadores de emergencias

4.14. Dado que la exposición de los trabajadores de emergencias es intencional y controlada, debería partirse del supuesto de que se aplicarán los límites de dosis para los trabajadores, a menos que haya razones imperiosas para no hacerlo. Como se señala en el párrafo 4.15 de la publicación GSR Part 3 [2] (véase también el párrafo 5.55 de la publicación GSR Part 7 [30]):

“Las organizaciones de respuesta y los empleadores velarán por que ningún trabajador de emergencias esté sometido, en una situación de emergencia, a una exposición superior a 50 mSv salvo:

- a) a los efectos de salvar vidas o prevenir lesiones graves;
- b) al realizar actividades para evitar efectos deterministas graves e impedir que se den condiciones catastróficas que pudieran afectar de forma importante a las personas y el medio ambiente; o
- c) al realizar actividades para evitar una gran dosis colectiva”.

4.15. Los valores orientativos para restringir la exposición de los trabajadores de emergencias deberían definirse de conformidad con las tareas asignadas, como se indica en el apéndice I de la publicación GSR Part 7 [30], reproducido en el cuadro 2 de la presente guía de seguridad. Cuando se trate de medidas para salvar vidas, debería hacerse todo lo posible para mantener las dosis individuales de los trabajadores de emergencias por debajo de 500 mSv para la exposición

CUADRO 2. VALORES ORIENTATIVOS PARA LIMITAR LA EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES DE EMERGENCIAS [30]

Tareas	Valor orientativo ^a
Intervenciones destinadas a salvar vidas	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < \frac{1}{2}AD_T^e$ Teniendo debidamente en cuenta los criterios genéricos establecidos en el cuadro II.1 de la publicación GSR Part 7 [30], cabrá sobrepasar este valor en circunstancias en que los beneficios previstos para terceros superen claramente los riesgos para la salud de los trabajadores de emergencias y cuando estos se hayan ofrecido voluntariamente a ejecutar la medida y entiendan y acepten dichos riesgos sanitarios.
Intervenciones destinadas a evitar efectos deterministas graves o a prevenir condiciones catastróficas que puedan afectar sustancialmente a las personas y el medio ambiente	$H_p(10)^b < 500 \text{ mSv}$ $E^c < 500 \text{ mSv}$ $AD_T^d < \frac{1}{2}AD_T^e$
Intervenciones destinadas a evitar una gran dosis colectiva	$H_p(10)^b < 100 \text{ mSv}$ $E^c < 100 \text{ mSv}$ $AD_T^d < 0,1AD_T^e$

^a Estos valores, fijados de tal modo que sean entre dos y diez veces más bajos que los criterios genéricos que figuran en el cuadro II.1 de la publicación GSR Part 7 [30], se aplican a los casos siguientes:

- ^{a)} Dosis resultante de una exposición externa a radiación muy penetrante para $H_p(10)$. Hay que evitar por todos los medios posibles las dosis resultantes de la exposición externa a radiación poco penetrante y de incorporaciones o contaminación por vía cutánea. Cuando ello no sea posible, habrá que limitar la dosis efectiva y la dosis absorbida por un tejido u órgano ponderada por la EBR a fin de reducir al mínimo el riesgo para la salud de la persona, en consonancia con el riesgo asociado a los valores orientativos aquí indicados.
- ^{b)} Dosis efectiva total (E) y dosis absorbida por un tejido u órgano por todas las vías de exposición (esto es, la dosis resultante de una exposición externa y la dosis comprometida por incorporación) ponderada por la EBR (AD_T), que habrá que calcular lo antes posible para limitar, llegado el caso, toda exposición adicional.
- ^{b)} Dosis equivalente personal $H_p(d)$, donde $d = 10 \text{ mm}$.
- ^{c)} Dosis efectiva.
- ^{d)} Dosis absorbida por un tejido u órgano ponderada por la EBR.
- ^{e)} Valores de la dosis absorbida por un tejido u órgano ponderada por la EBR que figuran en el cuadro II.1 de la publicación GSR Part 7 [30].

a radiación penetrante externa, procurando evitar por todos los medios posibles los otros tipos de exposición. Sin embargo, al estimar las dosis recibidas por los trabajadores de emergencias, deberían evaluarse e incluirse en el total las exposiciones por todas las vías, externas e internas. El valor de 500 mSv debería sobrepasarse solo cuando los beneficios que ello reporte a otras personas superen claramente los riesgos para la salud del propio trabajador de emergencias, y este se ofrezca voluntariamente para ejecutar la medida y entienda y acepte ese riesgo para su salud.

4.16. Sean cuales sean las circunstancias, las organizaciones de respuesta y los empleadores deberían hacer todo lo razonablemente posible para mantener la dosis recibida por los trabajadores de emergencias por debajo de los umbrales de los efectos deterministas graves dados en las publicaciones GSR Part 3 [2], GSR Part 7 [30] y GSG-2 [31].

4.17. Cuando se designe a miembros de las fuerzas militares como trabajadores de emergencias, debería hacerse todo lo posible para que reciban la misma protección que los demás trabajadores de emergencias.

GESTIÓN DE LA EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES DE EMERGENCIAS

4.18. En virtud del párrafo 4.12 de la publicación GSR Part 3 [2], el gobierno creará un programa de gestión, control y registro de las dosis que reciban los trabajadores de emergencias en una situación de emergencia nuclear o radiológica. La ejecución de este programa debería correr a cargo de las organizaciones de respuesta y los empleadores.

4.19. El grupo de trabajadores de emergencias mencionado en el apartado a) del párrafo 4.2 puede subdividirse en tres categorías:

- a) Categoría 1. Trabajadores de emergencias que ejecuten medidas de mitigación y medidas de protección urgentes en el emplazamiento, con inclusión de intervenciones que salven vidas, eviten lesiones graves, impidan que se llegue a condiciones catastróficas que pudieran afectar significativamente a las personas y el medio ambiente, y eviten efectos deterministas graves o una gran dosis colectiva. Los trabajadores de emergencias de esta categoría deben ser designados como tales en la etapa de preparación. Probablemente serán miembros del personal de operación de la instalación u operadores a cargo de la actividad, pero también podrían

ser miembros del personal de los servicios de emergencia. Serán empleados ya sea del titular registrado o el titular de la licencia (la entidad explotadora) o de una organización de respuesta, y deberían recibir capacitación en protección radiológica ocupacional.

- b) Categoría 2. Trabajadores de emergencias que ejecuten medidas de protección urgentes fuera del emplazamiento (como la evacuación, la provisión de albergues y la monitorización radiológica) para evitar una gran dosis colectiva. Lo más probable es que sean miembros de la policía, bomberos, personal médico y conductores y otras personas a cargo de los vehículos de evacuación. En lo posible, también los trabajadores de emergencias de esta categoría deberían ser designados en la etapa de preparación. Estos trabajadores cumplirán tareas previamente definidas en una respuesta de emergencia, y deberían recibir regularmente capacitación en protección radiológica ocupacional como primeros actuantes. Normalmente no se consideran sometidos a exposición ocupacional a la radiación, y son empleados de las organizaciones de respuesta.
- c) Categoría 3. Trabajadores de emergencias que ejecuten medidas tempranas de protección y otras medidas de respuesta fuera del emplazamiento (como la reubicación, la descontaminación y la monitorización ambiental), junto con otras medidas que favorezcan la terminación de la emergencia. Los trabajadores de emergencias de esta categoría pueden o no ser designados como tales en la etapa de preparación. No siempre se los considera sometidos a exposición ocupacional a la radiación, y solo en algunos casos habrán recibido la capacitación pertinente, por ejemplo en protección radiológica.

4.20. Las restricciones de la duración de las labores realizadas por los trabajadores de emergencias y las condiciones en que ejecuten esas labores deberían determinarse planificando los trabajos de emergencia sobre la base de los valores orientativos de las dosis.

4.21. Las tareas deberían asignarse en función de las categorías de trabajadores de emergencias, de la siguiente manera:

- a) Los trabajadores de emergencias de la categoría 1 deberían ejecutar las intervenciones para salvar vidas y evitar lesiones graves y efectos deterministas graves, e impedir que se llegue a condiciones catastróficas que pudieran afectar significativamente a las personas y el medio ambiente.
- b) Los trabajadores de emergencias de la categoría 2 no deberían ser la primera opción para las intervenciones que salven vidas.

- c) Los trabajadores de emergencias de las categorías 1 y 2 deberían ejecutar las medidas para evitar una gran dosis colectiva.
- d) Los trabajadores de emergencias de la categoría 3 deberían realizar tareas en que no reciban una dosis superior a 50 mSv.⁹

4.22. En casi todas las emergencias, solo se medirá de manera continuada, en el mejor de los casos, la dosis de radiación penetrante externa. Por consiguiente, las orientaciones operacionales que se den a los trabajadores de emergencias deberían basarse en las mediciones de la radiación penetrante (indicadas, por ejemplo, en un dosímetro activo o de lectura directa). Las dosis causadas por las incorporaciones, la contaminación cutánea y la exposición del cristalino deberían evitarse por todos los medios posibles, por ejemplo mediante el uso de equipo de protección personal, la administración de yodo para el bloqueo de la tiroides (cuando pueda haber exposición a yodo radiactivo) y la impartición de instrucciones para las operaciones en que las condiciones radiológicas puedan ser peligrosas. Estas instrucciones deberían abarcar la aplicación de los principios del tiempo, la distancia y el blindaje, la prevención de la ingestión de radionucleidos y el uso de protección respiratoria. La información disponible sobre las condiciones radiológicas en el emplazamiento debería tenerse en cuenta al adoptar decisiones sobre la protección adecuada de los trabajadores de emergencias.

4.23. Las trabajadoras que estén o sospechen que puedan estar embarazadas, o que estén amamantando, deberían ser alentadas a informar de ello al empleador, y normalmente serán excluidas de las tareas de una emergencia, a menos que estas puedan realizarse cumpliendo los requisitos para la exposición ocupacional establecidos en los párrafos 3.114 y 4.15 de la publicación GSR Part 3 [2]. Las trabajadoras designadas de antemano como trabajadoras de emergencias que sepan o sospechen que están embarazadas o que estén amamantando cuando se produzca la emergencia podrán ofrecerse voluntariamente a realizar tareas de emergencia en la medida que se respete lo dispuesto en el párrafo I.4 de la publicación GSR Part 7 [30].

4.24. Las organizaciones de respuesta y los empleadores deberán velar por que los trabajadores de emergencias que ejecuten intervenciones en que la dosis recibida pueda superar los 50 mSv (véanse el párrafo 4.14 de la presente guía de seguridad, el párrafo 4.17 de la publicación GSR Part 3 [2] y el párrafo 5.57 de la publicación GSR Part 7 [30]) lo hagan voluntariamente. Esos trabajadores de

⁹ Los ayudantes en una emergencia no deberían ser autorizados a ejecutar medidas en que se pueda superar una dosis efectiva de 50 mSv.

emergencias deberían ser informados de manera clara y completa, por adelantado, de los riesgos sanitarios existentes, así como de las medidas protectoras disponibles, y, en la medida de lo posible, deberían recibir capacitación en las intervenciones que deberán ejecutar. El carácter voluntario de las intervenciones de respuesta realizadas por los trabajadores de emergencias está previsto, por lo general, en los arreglos establecidos para los casos de emergencia.

4.25. Normalmente, los trabajadores no deberían quedar en condiciones de no poder incurrir en ninguna exposición ocupacional adicional debido a la dosis recibida en una emergencia.

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN

4.26. Las organizaciones de respuesta y los empleadores deberían adoptar todas las medidas razonables para determinar y registrar la exposición sufrida por los trabajadores en una emergencia. Una vez estimada la dosis total recibida por los trabajadores de emergencias por todas las vías de exposición (incluida la dosis comprometida generada por las incorporaciones), deberían aplicarse las orientaciones del cuadro 2 respecto de la dosis efectiva y de la dosis absorbida en un tejido u órgano ponderada por la EBR, para restringir aún más la exposición en la respuesta a una emergencia nuclear o radiológica. Las dosis derivadas de la exposición de los trabajadores de emergencias durante la respuesta a una emergencia, así como las dosis en que incurran los trabajadores en casos de exposición accidental (véase el párrafo 4.2 d)) deberían, si es posible, consignarse por separado de las dosis recibidas durante el trabajo ordinario, pero en los mismos registros de exposición ocupacional de los trabajadores.

4.27. El grado de exactitud exigido en una evaluación de la exposición debería aumentar cuando aumente el nivel de exposición que pueda haber experimentado el trabajador. Algunas orientaciones preestablecidas pueden ayudar a gestionar la exposición de los trabajadores de emergencias de la categoría 1, expresada en términos de la dosis y de magnitudes directamente mensurables, como la tasa de dosis o la concentración en aire. La exposición de los trabajadores de emergencias debería monitorizarse individualmente, por medios adecuados a la situación, como el uso de dosímetros de lectura directa o de dosímetros de alarma.

4.28. Todas las organizaciones de respuesta y todos los empleadores deberían generar y mantener registros de la exposición ocupacional en un formato estándar simplificado para evitar confusiones. La información sobre la dosis recibida y

el riesgo que suponga para la salud debería comunicarse a los trabajadores de emergencias interesados.

4.29. Las orientaciones formuladas en los párrafos 7.222 y 7.223 pueden ser de interés también en las situaciones de emergencia.

ATENCIÓN MÉDICA

4.30. Los trabajadores de emergencias y los empleados expuestos accidentalmente deberían recibir una atención médica adecuada a las dosis en que puedan haber incurrido (véanse los párrafos 10.29 a 10.34). Cuando un trabajador de emergencias o un empleado expuesto accidentalmente haya recibido una dosis efectiva superior a 100 mSv en un período de un mes, o cuando un trabajador así lo solicite, debería realizarse un reconocimiento basado en las dosis equivalentes en determinados órganos radiosensibles, como punto de partida para el seguimiento y asesoramiento médico. Aunque normalmente un trabajador de emergencias o un empleado expuesto accidentalmente que haya recibido dosis en una emergencia nuclear o radiológica no debería tener prohibida toda exposición ocupacional adicional, convendrá recabar una opinión médica cualificada antes de autorizar una nueva exposición ocupacional, si la persona ya ha recibido una dosis efectiva superior a 200 mSv. Ese asesoramiento médico debería ofrecerse también a solicitud del trabajador. El asesoramiento médico cualificado tiene por objeto evaluar si el trabajador sigue teniendo buena salud y un buen estado físico, de conformidad con lo dispuesto en las publicaciones GSR Part 3 [2] y GSR Part 7 [30].

4.31. Un aspecto al que debería prestarse particular atención es si el trabajador ha recibido una dosis suficiente para causar efectos deterministas graves. Si la dosis recibida por el trabajador supera los umbrales para los efectos deterministas graves consignados en el cuadro IV.1 de la publicación GSR Part 3 [2] y en el cuadro II.1 de la publicación GSR Part 7 [30], deberían adoptarse las medidas protectoras y otras medidas de respuesta previstas en la publicación GSR Part 7 [30]. Esas medidas pueden consistir en:

- a) la realización inmediata de un reconocimiento médico, seguido de una consulta médica y de la administración del tratamiento indicado;
- b) un control de la contaminación;

- c) una decorporación inmediata¹⁰ (si procede);
- d) la inscripción para un seguimiento médico a más largo plazo;
- e) un asesoramiento psicológico integral.

4.32. En la publicación GSG-2 [31] y en las referencias [32, 33] figura más información sobre la respuesta médica en situaciones de emergencia.

5. EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES

5.1. De conformidad con el párrafo 5.1 a) de la publicación GSR Part 3 [2]:

“Los requisitos relativos a las situaciones de exposición existentes ... se aplican a:

- a) la exposición debida a la contaminación de zonas por materiales radiactivos residuales derivados de:
 - i) actividades del pasado que nunca estuvieron sometidas a control reglamentario, o que lo estuvieron pero no de conformidad con los requisitos de las presentes Normas;
 - ii) una emergencia nuclear o radiológica una vez que se haya declarado terminada una emergencia”.

5.2. La exposición mencionada en el párrafo 5.1 puede ser causada directamente por los propios materiales radiactivos residuales, o indirectamente, por productos que hayan incorporado radionucleidos procedentes de esos materiales. Esos productos pueden ser alimentos, piensos, agua potable y materiales de construcción, entre otros. Los radionucleidos de los materiales radiactivos residuales pueden ser de origen artificial o natural.

5.3. La contaminación de una zona puede proceder también de instalaciones y actividades sujetas a control reglamentario, según los requisitos aplicables a las situaciones de exposición planificadas, a consecuencia de actividades autorizadas tales como la emisión de descargas, la gestión de desechos radiactivos y la clausura. Las situaciones de exposición causadas por esta contaminación se

¹⁰ Por decorporación se entienden los procesos biológicos, facilitados por un agente químico o biológico, que permiten eliminar del cuerpo humano los radionucleidos incorporados.

controlan como parte de la práctica general y, por lo tanto, son situaciones de exposición planificadas y no de exposición existente.

5.4. En virtud del párrafo 5.1 c) de la publicación GSR Part 3 [2], los requisitos relativos a las situaciones de exposición existentes se aplican también, en general, a la exposición debida a fuentes naturales, salvo que esa exposición esté excluida del alcance de la publicación GSR Part 3 [2] (véase el párrafo 2.4 de la presente guía de seguridad). Las fuentes naturales comprenden:

- a) los materiales (en su estado natural o procesado) en que los radionucleidos son prácticamente todos de origen natural;
- b) el ^{222}Rn y el ^{220}Rn , junto con sus descendientes, tal como se especifica en el párrafo 3.161;
- c) la radiación cósmica.

5.5. Las medidas para prevenir o reducir la dosis que de lo contrario podría recibirse en una situación de exposición existente pueden consistir en medidas reparadoras o protectoras:

- a) Las medidas reparadoras en una situación de exposición existente entrañan la retirada de la fuente o la reducción de su actividad o cantidad. Un ejemplo de ello sería la retirada de los materiales radiactivos residuales de un emplazamiento contaminado.
- b) Las medidas protectoras en una situación de exposición existente son medidas que actúan sobre las vías de exposición y no sobre la fuente misma. Como ejemplos cabe citar el control del acceso a un emplazamiento contaminado y las restricciones al uso de agua contaminada como agua para beber.

5.6. En las situaciones de exposición existentes hay dos categorías de exposición: la exposición ocupacional y la exposición del público. La primera comprende dos grupos de trabajadores expuestos:

- a) Los trabajadores que se exponen al aplicar las medidas reparadoras. En estas personas, la exposición puede aumentar como resultado directo del trabajo realizado (cuando esas medidas comprenden la manipulación, el transporte o la disposición final de materiales radiactivos residuales).
- b) Los trabajadores que están expuestos en la situación de exposición existente, pero que no ejecutan ninguna medida reparadora. La exposición de estos trabajadores puede reducirse como resultado de la aplicación de las medidas reparadoras o protectoras.

5.7. Las dosis recibidas en las situaciones de exposición existentes serán muy inferiores al umbral de los efectos deterministas en la salud. Por lo tanto, los efectos estocásticos son los únicos que pueden preocupar en relación con la salud.

ESTRATEGIAS DE PROTECCIÓN

5.8. Con arreglo a los párrafos 5.2 y 5.3 de la publicación GSR Part 3 [2], el gobierno tiene ciertas responsabilidades respecto de las situaciones de exposición existentes. Debe velar por que estas situaciones se identifiquen y evalúen al objeto de determinar la exposición (incluida la de tipo ocupacional) que pueda ser preocupante desde el punto de vista de la protección radiológica. También debe incorporar, en su marco jurídico y regulador, las disposiciones necesarias para la gestión de esa exposición preocupante, lo que incluirá la asignación de las responsabilidades en materia de protección y seguridad, el establecimiento de los criterios, es decir, los niveles de referencia, apropiados para la protección y la seguridad (véanse los párrafos 5.19 a 5.23) y la adopción de decisiones sobre la reducción de la exposición mediante medidas reparadoras, protectoras o de ambos tipos.

5.9. Cuando se decida que es necesario reducir la exposición, deberán establecerse estrategias de protección apropiadas. El marco jurídico y regulador del gobierno debe contener disposiciones formales para la elaboración y aplicación de estrategias de protección, que incluyan lo siguiente:

- a) la especificación de los principios generales en que se basarán las estrategias de protección;
- b) la asignación de las responsabilidades relativas a la elaboración y aplicación de las estrategias de protección al órgano regulador u otra autoridad competente (como una autoridad sanitaria o un organismo de protección ambiental)¹¹ y a las partes que intervendrán en el proceso de aplicación;
- c) las formas de hacer participar a las partes interesadas en el proceso de adopción de decisiones, según proceda.

5.10. Para aplicar el enfoque graduado (véase el párrafo 2.20), el gobierno, conjuntamente con el órgano regulador u otra autoridad competente mencionados

¹¹ Los organismos implicados pueden ser más de uno, en cuyo caso el término ‘autoridad’ se referirá a ese conjunto de autoridades.

en el párrafo 5.9 b), debería cuidar que las estrategias de protección para las situaciones de exposición existentes sean proporcionadas a los riesgos radiológicos de que se trate.

5.11. En virtud del párrafo 5.4 de la publicación GSR Part 3 [2], el órgano regulador u otra autoridad competente velará por que la estrategia de protección para una determinada situación de exposición existente defina los objetivos que deban lograrse e incluya los niveles de referencia apropiados (véanse los párrafos 5.19 a 5.23).

5.12. En cada situación de exposición existente particular, habrá por lo general diversas medidas reparadoras y protectoras que permitan alcanzar los objetivos fijados en la estrategia de protección. En virtud del párrafo 5.5 de la publicación GSR Part 3 [2], el órgano regulador u otra autoridad competente que aplique la estrategia de protección deberá adoptar disposiciones para la evaluación de esas medidas reparadoras y protectoras. Esto incluirá una evaluación de la eficacia de las medidas que se hayan seleccionado y aplicado.

5.13. El órgano regulador u otra autoridad competente que aplique la estrategia de protección deberá velar por que las personas sometidas a exposición dispongan de información sobre los posibles riesgos para su salud, y sobre los medios disponibles para reducir su exposición y los riesgos conexos.

JUSTIFICACIÓN

5.14. El órgano regulador u otra autoridad competente debería establecer la estrategia de protección para una situación de exposición existente particular de conformidad con el principio de la justificación. Esto significa que solo deberán tenerse en cuenta, para su inclusión en la estrategia de protección, las medidas reparadoras y/o protectoras cuyos beneficios previstos compensen con creces los detrimentos que pueda causar su adopción, incluidos los relacionados con los riesgos radiológicos, los costos de esas medidas o los daños que puedan causar.

5.15. Los detrimentos referentes a los riesgos radiológicos que se pongan en la balanza en el proceso de justificación deberían incluir la exposición de los trabajadores que deban ejecutar las medidas reparadoras de que se trate.

OPTIMIZACIÓN

Enfoque general

5.16. El órgano regulador u otra autoridad competente y las demás partes responsables del establecimiento de una estrategia de protección deberían cuidar que la forma, la escala y la duración de las medidas reparadoras y protectoras estén optimizadas (es decir, que esas medidas generen el máximo beneficio neto posible y que todas las exposiciones estén controladas y correspondan a los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar, habida cuenta de los factores económicos, sociales y ambientales pertinentes). La aplicación de la estrategia de protección optimizada no se traducirá necesariamente en la máxima reducción posible de la dosis, ya que la reducción de la dosis es solo uno de los diversos aspectos que deben tomarse en consideración en el proceso de optimización.

5.17. Al igual que en el proceso de justificación (véanse los párrafos 5.14 y 5.15), los detrimentos relacionados con los riesgos radiológicos que se pongan en la balanza en el proceso de optimización deberían incluir la exposición de los trabajadores que deban ejecutar las medidas reparadoras de que se trate.

5.18. Para optimizar la protección en una situación de exposición existente es necesario:

- a) evaluar la situación de exposición, incluida toda exposición potencial;
- b) determinar las posibles opciones de protección, expresadas en forma de medidas reparadoras y/o protectoras justificadas;
- c) seleccionar la mejor opción en las circunstancias dadas;
- d) aplicar la opción seleccionada.

Niveles de referencia

5.19. El proceso de optimización debería utilizar un nivel de referencia. Este será el nivel de dosis por encima del cual se considere inapropiado permitir una exposición planificada. Al examinar las distintas medidas reparadoras y protectoras posibles, el nivel de referencia representará el límite superior de la gama de opciones consideradas, lográndose así que la estrategia de protección optimizada reduzca las dosis a un valor inferior a ese nivel.

5.20. El nivel de referencia es útil también para establecer las prioridades en la aplicación de las medidas reparadoras y protectoras. Cuando se detecta una

situación de exposición existente, la exposición real puede ser superior o inferior al nivel de referencia. Si bien el proceso de optimización tiene por objeto ofrecer una protección optimizada a todas las personas expuestas, debería darse prioridad a los grupos que hayan recibido dosis superiores al nivel de referencia, adoptando todas las medidas razonables para reducir sus dosis a valores inferiores a ese nivel.

5.21. Los niveles de referencia se expresan generalmente como una dosis efectiva anual comprendida en el intervalo de 1 a 20 mSv para la persona representativa. Sin embargo, en el caso de la exposición debida al radón, los niveles de referencia se expresan en términos del promedio anual de la concentración de radón en el aire.

5.22. El nivel de referencia para una situación de exposición existente particular debería ser establecido por el gobierno, o por un órgano regulador u otra autoridad competente en su nombre. El valor debería escogerse teniendo en cuenta todos los factores pertinentes, entre ellos:

- a) la naturaleza de la exposición y la viabilidad práctica de reducirla;
- b) las repercusiones en la sociedad;
- c) los factores nacionales o regionales pertinentes;
- d) la experiencia del pasado en la gestión de situaciones semejantes;
- e) las orientaciones internacionales y las buenas prácticas en otros lugares.

5.23. El órgano regulador u otra autoridad competente debería examinar periódicamente los niveles de referencia para verificar que sigan siendo adecuados en las circunstancias reinantes.

EXPOSICIÓN RESULTANTE DE LAS MEDIDAS REPARADORAS EN ZONAS CONTAMINADAS CON MATERIALES RADIATIVOS RESIDUALES

Aplicación de los requisitos de protección y seguridad

5.24. Como se señala en el párrafo 5.6 a), los trabajadores que ejecutan medidas reparadoras en zonas contaminadas con materiales radiactivos residuales pueden experimentar una exposición acrecentada debido a actividades que entrañen, por ejemplo, la manipulación, el transporte o la disposición final de esos materiales. En virtud del párrafo 5.26 de la publicación GSR Part 3 [2], los empleadores de esos trabajadores velarán por que su exposición se controle

de conformidad con los requisitos pertinentes para las situaciones de exposición planificadas, establecidos en la sección 3 de la misma publicación. Por lo tanto, las orientaciones dadas en la sección 3 de la presente guía de seguridad se aplican a esos trabajadores. También pueden ser de interés las orientaciones formuladas en los párrafos 5.38, 5.39 y 5.42 a 5.44.

5.25. Como se indica en el párrafo 5.6 b), los trabajadores no encargados de las medidas reparadoras pueden igualmente estar expuestos en una situación de exposición existente, debido al efecto de los materiales radiactivos residuales en los niveles de exposición de sus lugares de trabajo. La exposición de estos trabajadores también estará sujeta a control, en el sentido de que se intentará reducirla mediante las medidas de reparación. Los requisitos de protección y seguridad aplicables al ejercicio de este control son los mismos que rigen para el control de la exposición de los miembros del público en las situaciones de exposición existentes. Por consiguiente, la exposición de estos trabajadores se controla básicamente de la misma manera que la de los miembros del público. Las orientaciones sobre la reducción de la exposición mediante medidas reparadoras, y sobre las actividades posteriores a la reparación que puedan ser necesarias, figuran en los párrafos 5.28 a 5.44. En la publicación N° WS-G-3.1 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Proceso de rehabilitación de zonas afectadas por actividades y accidentes pasados* [34], se encontrarán orientaciones más detalladas al respecto.

Estrategias de protección

5.26. Al formular las estrategias de protección para zonas contaminadas con materiales radiactivos residuales, el órgano regulador u otra autoridad competente debería monitorizar o estudiar todas las zonas en que haya o pueda haber contaminación, a fin de determinar las que requieran medidas reparadoras y/o protectoras y definir los niveles de referencia apropiados. En esta labor tendrán que participar varias organizaciones gubernamentales y privadas, y deberían adoptarse disposiciones para el debido enlace entre esas entidades y sus aportaciones al proceso. También habrá que tener en cuenta todo efecto posible en los Estados vecinos.

5.27. El órgano regulador u otra autoridad competente debería establecer los criterios de seguridad para la elaboración y aplicación de las estrategias de protección, con inclusión de criterios y métodos para evaluar la eficacia de las medidas reparadoras que se adopten y de criterios que especifiquen las condiciones que deberán existir al término de la rehabilitación.

Disposiciones organizativas para las medidas reparatoras

5.28. Las disposiciones organizativas para la aplicación de las medidas reparatoras, así como los mecanismos de financiación y las funciones y responsabilidades correspondientes, incluido el marco jurídico y reglamentario, deberían ser acordes con las orientaciones proporcionadas en la publicación WS-G-3.1 [34].

Funciones y responsabilidades

5.29. Dado que la rehabilitación de una zona contaminada puede requerir la participación de varias entidades y, por consiguiente, de personas que no estén familiarizadas con los requisitos de protección y seguridad radiológicas, el marco jurídico y regulador debería definir claramente las funciones y responsabilidades de las diferentes partes que intervendrán en el proceso. En particular, deberán establecerse las responsabilidades referentes a la protección de los trabajadores en la planificación y ejecución del programa de rehabilitación.

5.30. También deberían estar claramente identificadas las personas u organizaciones que tendrán la responsabilidad de proporcionar los recursos humanos, el equipo y la infraestructura de apoyo requeridos para la protección radiológica ocupacional durante las obras de rehabilitación.

Consideraciones relativas a la reglamentación

5.31. El marco jurídico y regulador, respaldado, cuando sea necesario, por materiales de orientación, debería prever la adecuada protección de las personas (incluidos los trabajadores) y el medio ambiente durante las obras de rehabilitación.

5.32. La necesidad de medidas protectoras que restrinjan el acceso a la zona, o su uso, debería estudiarse antes, durante y después de la rehabilitación. La base para el establecimiento de esas restricciones debería figurar en el marco jurídico y regulador.

5.33. El proceso de reglamentación de las situaciones de rehabilitación no se limita a la protección radiológica. Es probable que diferentes órganos gubernamentales deban aplicar otras leyes y reglamentos referentes a aspectos tales como la salud y seguridad ocupacionales, la protección ambiental, la ordenación de las tierras y las normas alimentarias y para el agua potable. Cuando sea el caso, la aplicación

de esas otras leyes y reglamentos debería integrarse en un enfoque regulador coherente.

Programa de rehabilitación

5.34. La rehabilitación de una zona contaminada requiere la evaluación radiológica previa de la situación, la preparación y aprobación de un plan de rehabilitación, la ejecución de las obras de reparación, y la gestión de los desechos radiactivos que generen esas actividades. La evaluación radiológica previa debería caracterizar adecuadamente la naturaleza del problema y las preocupaciones relacionadas con la protección radiológica de los trabajadores.

5.35. En la formulación de un plan de rehabilitación deberían tomarse en consideración, entre otros, los siguientes aspectos relativos a la protección de los trabajadores:

- a) la determinación de la naturaleza y el alcance de la contaminación;
- b) la determinación de las vías de exposición de los trabajadores;
- c) la evaluación de las dosis individuales que se recibirán a través de todas las vías de exposición;
- d) la evaluación de las cuestiones referentes a la salud y la seguridad durante las obras de rehabilitación, incluido el uso de equipo de protección personal apropiado.

5.36. El diseño del estudio de caracterización del emplazamiento dependerá de las condiciones de la zona, el tipo y alcance de la contaminación del emplazamiento y los recursos disponibles. Debería velarse por que los instrumentos y las técnicas de muestreo y medición seleccionados sean los más adecuados, y por que se preste la debida atención a la calibración de los instrumentos y el registro de los datos (véase la sección 7). Para la recopilación de datos se requerirán, con toda probabilidad, mediciones de la radiación γ ambiental, así como la toma y medición de muestras del suelo superficial y subsuperficial, de los materiales radiactivos suspendidos en el aire y del agua y la biota.

5.37. Las medidas reparadoras y protectoras que se apliquen deberían estar justificadas y optimizadas (véanse los párrafos 5.14 a 5.23). Se dará prioridad a las situaciones en que se haya superado el nivel de referencia aplicable (véase el párrafo 5.20). Las decisiones sobre las medidas reparadoras y protectoras deben adoptarse con la participación de las partes afectadas por la situación de contaminación. Las consideraciones relativas a la protección y la seguridad

deberían tener en cuenta a las generaciones futuras, pero también a la generación presente, incluidos los trabajadores.

5.38. En el proceso de justificación, los aspectos positivos de la rehabilitación que deberían tomarse en consideración comprenden no solo las reducciones de las dosis individuales y las dosis colectivas que se conseguirán, sino también la mitigación previsible de la ansiedad de las personas, incluidos los trabajadores. Los aspectos negativos, por su parte, deberían incluir no solo los costos financieros directos de la rehabilitación, sino también los costos sociales y económicos, las repercusiones sanitarias y ambientales de las obras necesarias (incluidos los riesgos radiológicos para los trabajadores que las realicen), y los efectos disruptivos que esas obras puedan tener en la sociedad. Aunque el objetivo global será reducir las dosis recibidas por las personas, las propias obras de rehabilitación podrían generar temporalmente un aumento de las dosis. Esas dosis adicionales deberían justificarse sobre la base del beneficio neto resultante, teniendo en cuenta la reducción consiguiente de la dosis anual.

5.39. En el proceso de optimización, las medidas reparadoras y protectoras deberían optimizarse aplicando el mismo enfoque general que se utiliza para optimizar la protección en las situaciones de exposición planificadas (véanse los párrafos 3.8 a 3.33), y asignando al nivel de referencia una función equivalente, en ciertos aspectos, a la de la restricción de dosis en esas situaciones. La naturaleza, escala y duración óptimas de las medidas reparadoras y protectoras deberían seleccionarse a partir de un conjunto de opciones justificadas para la rehabilitación. Al escoger la opción de rehabilitación optimizada, deberán tenerse en cuenta los efectos radiológicos en las personas y el medio ambiente, así como los efectos no radiológicos y los factores técnicos, sociales y económicos pertinentes. También deberían tomarse en consideración los factores relacionados con la gestión de los desechos radiactivos. Estos factores incluyen los costos (incluidos los de transporte) de la gestión de los desechos, la exposición radiológica y los riesgos para la salud de los trabajadores que manipulen esos desechos, y toda exposición ulterior que pueda entrañar su disposición final. En algunas circunstancias, el resultado del proceso de optimización de la rehabilitación puede ser una situación en que deba restringirse en cierta medida el uso de los hábitats humanos, en cuyo caso habrá que mantener controles institucionales para verificar el cumplimiento de esas restricciones.

5.40. El plan de rehabilitación debería incluir un programa de monitorización que permita reunir toda la información necesaria sobre las condiciones radiológicas antes, durante y después del proceso de rehabilitación. Para garantizar la debida

documentación del programa de rehabilitación, el plan debería incluir también un sistema de mantenimiento de registros que comprenda lo siguiente:

- a) descripciones de las actividades realizadas;
- b) los datos de los programas de monitorización y vigilancia;
- c) registros de la salud y seguridad ocupacionales de los trabajadores encargados de la rehabilitación;
- d) registros de los tipos y cantidades de desechos radiactivos generados y de su gestión;
- e) los datos de la monitorización ambiental;
- f) registros de los gastos financieros;
- g) registros de la participación de las partes interesadas;
- h) registros de las responsabilidades que sigan vigentes con respecto al emplazamiento;
- i) la indicación exacta de los lugares rehabilitados y de los que aún tengan contaminación residual;
- j) la especificación de las zonas en que el acceso siga restringido, y de las restricciones que se apliquen;
- k) declaraciones sobre la zonificación o las cláusulas o condiciones restrictivas;
- l) declaraciones de las enseñanzas extraídas.

5.41. Deberían establecerse procedimientos para garantizar que toda condición anormal relacionada con la protección y la seguridad sea notificada al órgano regulador u otra autoridad competente. Las personas, incluidos los trabajadores, deben ser debidamente informadas, y las partes afectadas por la situación deberían participar en la planificación, ejecución y verificación de las medidas reparadoras y en la monitorización y vigilancia que tengan lugar después de la rehabilitación. El plan de rehabilitación, respaldado por la evaluación radiológica previa, debería someterse a la aprobación del órgano regulador u otra autoridad competente. Según las circunstancias, esa aprobación podría incluir la expedición de una autorización consistente en el registro o en una licencia, al igual que en el caso de una situación de exposición planificada (véase el párrafo 3.3).

Ejecución de las medidas reparadoras

5.42. Durante las obras de rehabilitación, la persona u organización encargada asumirá la responsabilidad global de la protección y la seguridad, aun cuando recurra a contratistas para el cumplimiento de determinadas tareas o funciones.

Esa responsabilidad global comprenderá la responsabilidad por la protección y la seguridad en el transporte, el procesamiento, el almacenamiento y la disposición final de los desechos radiactivos que generen los trabajos de rehabilitación. También comprenderá la realización (y la presentación a la aprobación del órgano regulador u otra autoridad competente) de una evaluación de la seguridad y, cuando sea el caso, una evaluación ambiental, junto con las evaluaciones de seguimiento que sean necesarias. Como se explicó en el párrafo 5.24, aunque las medidas reparadoras se ejecuten en una situación de exposición existente, la exposición de los trabajadores que realicen ese trabajo debería controlarse de conformidad con los requisitos aplicables a la exposición ocupacional en las situaciones de exposición planificadas. Esto impone al empleador de los trabajadores diversas obligaciones, incluidas las siguientes:

- a) la preparación y aplicación de procedimientos de protección y seguridad apropiados;
- b) la aplicación de buenas prácticas tecnológicas;
- c) la adopción de medidas para asegurarse de que el personal tenga la debida capacitación, cualificación y competencia;
- d) la integración de la protección y la seguridad en el sistema de gestión global.

5.43. Si el empleador de los trabajadores que realizan las obras de rehabilitación es un contratista externo, la persona u organización responsable de las medidas reparadoras debería mantener con ese empleador la cooperación necesaria para que ambas partes cumplan los requisitos de protección y seguridad aplicables (véanse los párrafos 6.21 a 6.100).

5.44. Durante la ejecución de las medidas reparadoras, el órgano regulador u otra autoridad competente tendrá la responsabilidad de verificar el cumplimiento cotidiano de los requisitos reglamentarios, incluidos los relativos a la protección contra la exposición ocupacional. Esta verificación del cumplimiento exigirá la realización de inspecciones regulares y un examen de los procedimientos de trabajo y de los programas de monitorización y sus resultados. También habrá responsabilidades en relación con asuntos no rutinarios, como las medidas de aplicación coercitiva en caso de incumplimiento; las respuestas a los informes sobre sucesos anómalos (cuando sean necesarias); y el examen y la aprobación de toda modificación de los procedimientos, el equipo o el propio plan de rehabilitación que pueda tener repercusiones importantes en las consideraciones radiológicas referentes a los trabajadores, el público o el medio ambiente.

EXPOSICIÓN DEBIDA AL RADÓN

Vías de exposición

5.45. El uranio está presente en forma natural en las rocas y en el suelo. El decaimiento del ^{226}Ra en la serie radiactiva del ^{238}U da lugar a la producción del isótopo del radón ^{222}Rn , un gas radiactivo natural e inerte con un período de semidesintegración de 3,8 días. Una parte de este gas escapa a la atmósfera, y otra parte se disuelve en las aguas subterráneas. Las concentraciones más altas de ^{222}Rn en el aire se encuentran en los espacios cerrados, donde los niveles dependen de la tasa de entrada y el grado de ventilación. La exposición de las personas al ^{222}Rn y sus descendientes de período corto (^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi y ^{214}Po) se produce principalmente a través del aire inhalado, que da lugar a una dosis en el pulmón. Solo alrededor del 1 % de la dosis en el pulmón se debe al propio ^{222}Rn , porque la mayor parte del gas inhalado se exhala. El resto, o sea casi la totalidad de la dosis, procede de los descendientes de período corto, cuyos átomos se adhieren a los núcleos de condensación y las partículas de polvo presentes en el aire. Estas partículas, al igual que las que están libres en el aire, se depositan a lo largo de las diversas vías respiratorias del árbol bronquial. La exposición del pulmón se debe principalmente a las partículas α emitidas por los descendientes de período corto, aunque también hay una cierta emisión de partículas β y radiación γ . La exposición por ingestión del ^{222}Rn a través del agua subterránea difícilmente representará una consideración importante en relación con la protección radiológica ocupacional.

5.46. Algo parecido ocurre con el torio presente en las rocas y el suelo, en que la desintegración del ^{232}Th da lugar a la producción de un gas del isótopo ^{220}Rn (denominado comúnmente torón). Sin embargo, la exposición debida al ^{220}Rn y sus descendientes de período corto no suele ser motivo de preocupación en las situaciones de exposición existentes, porque el período de semidesintegración del ^{220}Rn (56 s) es mucho más breve que el del ^{222}Rn . La inhalación de ^{220}Rn y de sus descendientes por los trabajadores de los lugares de extracción y procesamiento de minerales con altos contenidos de torio podría dar lugar a una exposición preocupante. Sin embargo, en esas situaciones la exposición se controlará como una situación de exposición planificada, junto con la causada por otros radionucleidos de la serie radiactiva del ^{232}Th (véase el párrafo 3.169). Por consiguiente, en lo sucesivo el uso del término 'radón' en este documento se referirá exclusivamente al isótopo ^{222}Rn .

Concentraciones de radón

Edificios

5.47. En los edificios, la acumulación de radón en el aire se debe principalmente a la entrada de este gas al sótano, directamente desde el suelo subyacente, a través de las grietas del piso. En las zonas templadas, la presión del aire en los espacios interiores suele ser ligeramente inferior a la del exterior, porque la temperatura es más alta. Esto genera un flujo convectivo que, junto con el efecto del viento que entra por las chimeneas y otras aberturas, succiona el gas del suelo y, por lo tanto, también el radón, hacia el interior de la construcción. Además de las diferencias de presión, otros factores, como la humedad relativa y la humedad del suelo, también pueden influir en las concentraciones de radón en los espacios interiores.

5.48. La acumulación de radón en los edificios se debe asimismo, si bien generalmente en menor grado, a la emanación de radón de los materiales de construcción, en particular cuando estos son porosos y tienen concentraciones elevadas de ^{226}Ra . El suministro de agua puede ser otra vía de entrada del radón al aire interior de las construcciones, aunque las concentraciones de radón en el abastecimiento de agua para uso doméstico suelen ser muy bajas, salvo, posiblemente, si se trata de agua subterráneas. La acumulación de radón en las construcciones que son lugares de trabajo puede depender también de la presencia de minerales y materias primas que contengan concentraciones elevadas de radionucleidos de la serie radiactiva del ^{238}U , pero, si la ventilación es adecuada, la influencia de este factor es, por lo general, muy baja (véase el párrafo 3.172).

5.49. Las concentraciones de radón en los espacios interiores difieren según los países, debido a las diferencias en la geología, el clima, los materiales y las técnicas de construcción, los tipos de ventilación utilizados (natural o de otra índole) y los hábitos domésticos. Dentro de los países, puede haber marcadas variaciones regionales. En la referencia [35] figuran datos sobre las concentraciones de radón en los espacios interiores de distintas partes del mundo. Los valores de las medias aritméticas consignados para distintos países varían entre 7 y 200 Bq/m³. Las medias aritméticas de las zonas con una elevada radiación de fondo van de 112 a 2745 Bq/m³. Algunas partes de Europa septentrional han comunicado valores máximos de hasta 84000 Bq/m³. El promedio mundial ponderado según la población es de 39 Bq/m³.

Lugares de trabajo subterráneos

5.50. Las concentraciones más altas de radón se registran normalmente en los lugares de trabajo subterráneos, como las minas subterráneas, los túneles, los almacenes y estacionamientos situados en sótanos, las instalaciones subterráneas de tratamiento y distribución de aguas, las grutas, las antiguas minas abiertas al público y algunos balnearios. Estos lugares de trabajo tienen muchas superficies que pueden permitir una entrada sustancial de radón al espacio interior, y la cantidad de ventilación posible puede ser limitada en la práctica. Ciertas minas subterráneas, incluidas algunas en que las concentraciones de ^{226}Ra en la roca no son particularmente altas, tienen concentraciones elevadas de radón debido a la entrada de este gas a través del agua subterránea y su posterior emisión a la atmósfera de la mina. Esto puede ocurrir también en las instalaciones subterráneas de tratamiento y distribución de agua.

5.51. Las concentraciones de radón comunicadas varían entre 20 Bq/m^3 y más 20000 Bq/m^3 para los lugares de trabajo situados en grutas y minas subterráneas abiertas al público, y entre alrededor de 200 y 7000 Bq/m^3 para los situados en túneles [36]. En algunas minas subterráneas en explotación, especialmente en minas de uranio, se han registrado valores mucho más altos.

Aplicación de los requisitos de protección y seguridad

5.52. Al igual que cualquier otra exposición debida a fuentes naturales, la exposición ocupacional causada por el radón está sujeta a los requisitos para las situaciones de exposición existentes (párrafo 5.1 c) i) de la publicación GSR Part 3 [2]). Sin embargo, en las situaciones particulares especificadas en el párrafo 3.161, se aplicarán los requisitos correspondientes a las situaciones de exposición planificadas.

5.53. Por lo general, la exposición ocupacional debida al radón es motivo de preocupación solo en los lugares de trabajo cerrados, como los edificios y las minas subterráneas. En los trabajos realizados al aire libre esa exposición no suele ser un problema, salvo, posiblemente, en las minas de tajo abierto, cuando se dan ciertas condiciones atmosféricas.

Detección de los lugares de trabajo en que la exposición debida al radón es un problema

5.54. El gobierno debería velar por que se recopile información sobre las concentraciones de radón en los espacios interiores, incluidos los lugares de

trabajo. Dado que no es viable medir las concentraciones de radón en cada lugar de trabajo, los estudios deberían diseñarse y realizarse de modo que la información recopilada sea razonablemente representativa del país en su conjunto, tal como se hace con los estudios del radón en las viviendas. Para ello se requieren estudios sistemáticos y exentos de sesgos, en la medida de lo posible. Las consideraciones geográficas son, en muchos casos, una buena guía general para determinar las zonas en que es probable que las concentraciones de radón sean superiores a la media. Sin embargo, aplicado por sí solo, este enfoque tiene sus limitaciones, porque las relaciones entre la concentración de radón en los espacios interiores y los parámetros geológicos, como la porosidad del suelo y sus concentraciones de uranio y radio, son complejas. Con todo, las consideraciones geológicas pueden utilizarse para la interpolación entre los resultados de los estudios, y ayudan a veces a precisar mejor las zonas de interés.

5.55. Las concentraciones de radón medidas en los lugares de trabajo situados sobre el suelo pueden ser una ayuda importante para determinar las zonas residenciales propensas al radón, o viceversa, ya que las zonas catalogadas como propensas al radón para los lugares de trabajo sobre el suelo coincidirán, probablemente, con las que arrojen concentraciones elevadas en las viviendas.¹²

5.56. Una vez reunidos los datos de las mediciones, el gobierno debería velar por que se realice el análisis necesario para detectar los lugares de trabajo en que la exposición debida al radón sea un problema. Si no hay situaciones de ese tipo, no se requerirá ninguna medida adicional. Pero si se detectan lugares en que la exposición es preocupante, el gobierno debería integrar las medidas relativas a la exposición en los lugares de trabajo en un plan de acción nacional global sobre el radón en los espacios interiores. Ese plan de acción debería ser adecuado a las situaciones de exposición reales y responder a las condiciones existentes en el país.

Plan de acción

5.57. Un plan de acción nacional contra la exposición debida al radón en espacios interiores, incluidos los lugares de trabajo, debería permitir definir medidas

¹² Son zonas propensas al radón aquellas en que, debido a las características del terreno o al diseño y uso de la construcción, el porcentaje de edificios con concentraciones de ²²²Rn superiores a un nivel predeterminado (muy probablemente, el nivel de referencia aplicable) excede de un porcentaje fijado como umbral por el órgano regulador u otra autoridad competente.

reparadoras para reducir los niveles de exposición que causen preocupación. También debería ofrecer los medios para lograr, mediante campañas adecuadas, que los empleadores, los trabajadores, los miembros del público y las otras partes interesadas, como los órganos profesionales, reciban la información pertinente sobre la exposición causada por el radón. El objetivo de esta campaña de información debería ser difundir las principales conclusiones de los estudios nacionales y mejorar los conocimientos sobre este gas, los riesgos sanitarios que plantea y las medidas sencillas que pueden adoptarse para reducirlos. Dado que el hábito de fumar es una causa tan frecuente de cáncer de pulmón, debería destacarse el aumento del riesgo que supone la combinación del tabaquismo con la presencia de radón.

5.58. Con respecto a las exposiciones en los lugares de trabajo con niveles de radón preocupantes, el plan de acción debería especificar una serie de medidas coordinadas para reducir las concentraciones de radón en el presente y en el futuro.

5.59. Es posible focalizar los esfuerzos de control del radón determinando los ‘edificios propensos al radón’. Estos edificios pueden detectarse sobre la base de ciertas características del diseño, y de los materiales y métodos de construcción que tengan mayores probabilidades de generar concentraciones elevadas de radón.

Niveles de referencia

5.60. Al formular el plan de acción, deberían establecerse niveles de referencia apropiados para el radón en los lugares de trabajo, teniendo en cuenta las circunstancias sociales y económicas imperantes. En general, el nivel de referencia para los lugares de trabajo debe ser un valor que no exceda de una concentración anual media de radón de 1000 Bq/m^3 (párrafo 5.27 de la publicación GSR Part 3 [2]). Este valor corresponde a una dosis efectiva anual del orden de 10 mSv, suponiendo un factor de equilibrio de 0,4 y un período de ocupación anual de 2000 h. La adopción de un único valor como nivel de referencia aplicable a todos los lugares de trabajo, sea cual sea el factor de equilibrio, tiene ventajas prácticas. Sin embargo, si el factor de equilibrio es muy diferente del valor señalado, lo que puede ocurrir, por ejemplo, en algunas minas subterráneas, convendrá fijar otros niveles de referencia. La selección de un nivel de referencia adecuado es compleja; este valor debería determinarse con gran prudencia, teniendo en cuenta no solo el nivel de exposición sino también la escala probable de las medidas reparadoras requeridas, que tendrá repercusiones

económicas en la industria y en el Estado en su conjunto. En los edificios con altos factores de ocupación por miembros del público, como las guarderías infantiles, las escuelas y los hospitales, la exposición de todos los ocupantes se controla utilizando el nivel de referencia para las viviendas (párrafo 5.20 de la publicación GSR Part 3 [2]).

Medidas reparadoras en los lugares de trabajo

5.61. En los lugares de trabajo identificados en el plan de acción, puede ser necesario realizar mediciones más detalladas de las concentraciones de radón. Los arreglos requeridos para efectuar esas mediciones y para aplicar las medidas reparadoras consiguientes correrán a cargo del empleador interesado. Este debería tener acceso a asesoramiento especializado sobre las medidas reparadoras necesarias. Puede ser adecuado que el órgano regulador u otra autoridad competente ofrezca orientaciones por escrito que respondan a las prácticas de construcción nacionales.

5.62. El empleador debería asegurarse de que las concentraciones de la actividad del radón en los lugares de trabajo sean tan bajas como sea razonablemente posible, dando prioridad a aquellos en que se supere el nivel de referencia. En algunos lugares de trabajo, especialmente en las minas subterráneas, puede haber grandes variaciones espaciales y temporales en las concentraciones de radón. Esto debería tenerse en cuenta al determinar si el lugar supera o no el nivel de referencia.

5.63. Si, a pesar de todos los esfuerzos razonables desplegados por el empleador para reducir las concentraciones de radón en el lugar de trabajo, los valores se mantienen por encima del nivel de referencia, se aplicarán los requisitos correspondientes a la exposición ocupacional en situaciones de exposición planificadas (véase el párrafo 3.161 b)). Este resultado será improbable, salvo en el caso de algunas minas subterráneas en que, por limitaciones prácticas, no se pueda restringir suficientemente la incorporación de radón al aire ni efectuar la ventilación necesaria (véase el párrafo 3.176).

Métodos para reducir las concentraciones de radón en los edificios

Despresurización del suelo bajo el piso

5.64. Para los cimientos y los sótanos en contacto con el suelo, el medio más eficaz de rebajar las concentraciones de radón consiste en reducir la presión del

gas del suelo en las cercanías de los cimientos a un valor inferior a la presión existente en la estructura. Esto puede realizarse instalando un sistema de tuberías que partan del suelo situado bajo los cimientos y que mantengan un gradiente de presión negativo entre el suelo y los cimientos. El gas del suelo, con su contenido de radón, podrá así emitirse a la atmósfera sin daño alguno. Cuando sea posible, convendrá instalar en los cimientos una pequeña cavidad o un sumidero sencillo para conectar el sistema de tuberías. En el caso de los edificios con cimientos extensos y complejos, pueden ser necesarios varios sistemas de despresurización de este tipo.

Ventilación bajo el piso

5.65. Si el piso no está en contacto con el suelo, la cantidad de radón que penetre en la estructura podrá reducirse ventilando el espacio bajo el piso. Esto puede realizarse aumentando la ventilación natural o instalando un ventilador que extraiga el aire de esa zona y lo sustituya por aire del exterior.

Sellado de los pisos y membranas

5.66. Dado que la mayor parte del radón que procede del suelo entra a través de las grietas y otras aberturas del piso, es posible reducir las concentraciones de radón en los espacios interiores sellando esas vías de entrada. Sin embargo, este método suele ser menos eficaz que la despresurización y la ventilación, porque es difícil sellar perfectamente todas las vías de entrada, y porque ese sellado se deteriora con el tiempo. Este método puede utilizarse como medida suplementaria para aumentar la eficacia de la despresurización o la ventilación bajo el piso. Las membranas plásticas de gran densidad incorporadas en los cimientos pueden ser barreras eficaces para impedir el paso del radón, si todas las uniones están debidamente selladas y no se produce ninguna perforación durante la instalación, pero este método no puede utilizarse para acondicionar edificios ya existentes.

Aumento de la ventilación

5.67. El radón de los espacios interiores puede diluirse aumentando la ventilación con aire del exterior. Este enfoque puede tener un alto costo de pérdida de energía, particularmente en los climas cálidos o fríos. La pérdida de energía puede reducirse utilizando cambiadores de calor, pero estos tienen costos de capital, funcionamiento y mantenimiento nada indiferentes. En algunas estructuras, el aumento de la ventilación puede incluso elevar las concentraciones de radón en

el espacio interior, si aumenta la presión diferencial negativa entre el aire del interior y el gas del suelo.

Retirada del subsuelo

5.68. A veces, las elevadas concentraciones de radón en los espacios interiores se deben a una alta concentración de ^{226}Ra en el suelo situado por debajo o alrededor de la construcción. En estas situaciones, las concentraciones de radón del interior pueden reducirse retirando el subsuelo y sustituyéndolo por suelo no contaminado. Esta es una obra importante y debería realizarse solo cuando no haya otras opciones más sencillas.

Tratamiento del agua

5.69. En los pocos casos en que el agua utilizada en el edificio es una fuente importante del radón presente en los espacios interiores, puede ser eficaz someter el agua a un tratamiento previo por aireación. También se puede utilizar la filtración con carbón activado, pero es probable que este método sea menos eficaz. Aunque la aireación del agua reducirá las concentraciones de radón en los edificios a los que se suministre, podría agravar el problema en las plantas municipales de tratamiento de aguas en que se realice la aireación. En toda planta de tratamiento de aguas, los espacios aéreos de las zonas de acceso frecuente deberían estar bien ventilados para prevenir la acumulación de altas concentraciones de radón. En el caso de las plantas de tratamiento que procesan aguas subterráneas con concentraciones elevadas de radón, esa medida por sí sola puede no ser suficiente, y habrá que restringir los períodos de ocupación de las zonas con altas concentraciones de radón por los trabajadores de la planta. Por lo general esto no es un problema, porque la presencia de trabajadores en esas zonas suele limitarse a breves inspecciones periódicas.

Medidas preventivas en las construcciones nuevas

5.70. Además de la aplicación de medidas reparadoras en los lugares de trabajo ya existentes, que compete al empleador, el órgano regulador u otra autoridad competente debería examinar también las medidas preventivas que puedan aplicarse en los edificios nuevos, incluidos los nuevos lugares de trabajo, en las zonas propensas al radón. En el caso de las viviendas, se ha demostrado que, en las zonas en que más del 5 % de los edificios tienen concentraciones de radón superiores a 200 Bq/m^3 , la adopción de medidas preventivas en todos los edificios nuevos puede ser eficaz en relación con el costo [37]. La dificultad

en este caso es que las concentraciones de radón no pueden predecirse con exactitud; solo pueden determinarse una vez concluida la construcción. El órgano regulador u otra autoridad competente debería establecer una base para identificar de antemano los casos en que deban incluirse medidas preventivas en el diseño y la construcción de un edificio nuevo, y, una vez terminada la construcción, efectuar los controles necesarios para evaluar la eficacia de esas medidas. Deberían elaborarse códigos de construcción adecuados y orientaciones apropiadas sobre las prácticas de construcción. La edificación sobre terrenos de relleno debe ser objeto de un examen particularmente cuidadoso, si hay indicios de que el material de relleno pueda tener concentraciones elevadas de ^{226}Ra . En algunos casos, el órgano regulador u otra autoridad competente deberá realizar una evaluación cuantitativa minuciosa y, si es necesario, imponer restricciones.

5.71. Los cimientos de los nuevos edificios construidos en zonas propensas al radón deberían diseñarse y construirse de modo que la penetración de radón desde el suelo sea mínima. Algunas medidas preventivas pueden requerir cambios importantes en el diseño y la construcción de los cimientos. Otras son muy sencillas y pueden incorporarse a un costo relativamente bajo. Entre ellas figura la creación de un estrato de relleno poroso bajo la losa del piso para poder extraer el radón del gas del suelo. También puede preverse un espacio para la instalación de un tubo interior de aspiración del gas extraído. Además, deberían incluirse características de diseño que permitan introducir fácilmente otras medidas reparadoras una vez terminada la construcción, si fuera necesario.

5.72. El enfoque que el órgano regulador u otra autoridad competente favorezca dependerá de los estilos de construcción locales y del alcance y la gravedad de la propensión al radón. Una combinación de diversos métodos puede ser, en algunos casos, la opción mejor. En la fase inicial del plan de acción nacional, el órgano regulador u otra autoridad competente debería seguir de cerca los resultados de las medidas preventivas y de las medidas reparadoras para comprobar que sean fiables y duraderas.

EXPOSICIÓN DEBIDA A LA RADIACIÓN CÓSMICA

Fuentes de exposición

5.73. Hay tres fuentes principales de radiación cósmica que deberían tenerse en cuenta en relación con la exposición ocupacional:

- a) La radiación cósmica galáctica, procedente de fuentes externas al sistema solar. La radiación cósmica galáctica incidente en la atmósfera superior consiste en un 98 % de componentes nucleónicos (principalmente protones y iones de helio) y un 2 % de electrones. Con el aumento de la actividad solar, la tasa de fluencia disminuye, pero el máximo del espectro de energías se desplaza hacia valores más altos.
- b) La radiación cósmica solar, generada por las perturbaciones magnéticas cerca de la superficie del Sol. Esta radiación tiene su origen en las fulguraciones solares y las eyecciones de masa coronal que emiten partículas en dirección a la Tierra. Estas partículas solares son principalmente protones. Solo las de mayor energía contribuyen a las dosis recibidas en la superficie de la Tierra.
- c) La radiación procedente de los cinturones de radiación de la Tierra (los cinturones de Van Allen). Estos se forman debido a la captura de protones y electrones por el campo magnético de la Tierra. Hay dos cinturones de Van Allen: uno interior, concentrado a una altitud de alrededor de 3000 km, y uno exterior, situado a unos 22 000 km de la superficie de la Tierra. En una región que se encuentra al este del Brasil, conocida como Anomalía del Atlántico Sur, el cinturón interior de Van Allen se aproxima a la Tierra, alcanzando una altitud de tan solo algunos cientos de kilómetros.

5.74. La intensidad de la radiación cósmica que llega a la atmósfera superior es atenuada por el campo magnético de la Tierra y, por lo tanto, varía con la latitud. Es máxima cerca de los polos geomagnéticos, y mínima cerca del ecuador. La intensidad de la radiación cósmica total también varía con el tiempo. Esta variación sigue el ciclo de 11 años de la actividad solar, con un descenso de la intensidad a su valor mínimo cuando la actividad solar alcanza el punto máximo.

5.75. Las partículas de alta energía que inciden en la atmósfera interactúan con los átomos y moléculas del aire y generan un complejo conjunto de partículas secundarias, con y sin carga eléctrica, que comprenden protones, neutrones, piones y núcleos relativamente ligeros. Los piones neutros se desintegran y generan fotones de alta energía, que a su vez producen una cascada de electrones y fotones de alta energía. Los piones con carga eléctrica se desintegran y producen muones, que recorren largas distancias en la atmósfera. Por ello, en la superficie de la Tierra el componente muónico de la radiación cósmica es la aportación más importante a la dosis, constituyendo aproximadamente el 80 % de la tasa de dosis absorbida.

Aplicación de los requisitos de protección y seguridad

5.76. La exposición debida a la radiación cósmica en la superficie terrestre se considera imposible de controlar y, por lo tanto, queda excluida del ámbito de aplicación de la publicación GSR Part 3 [2].¹³

5.77. El control de la exposición ocupacional debida a la radiación cósmica en la atmósfera terrestre tiene que ser tomado en consideración en el caso de las tripulaciones de aeronaves, a las que se aplican los requisitos para las situaciones de exposición existentes; además, es necesario controlar la exposición de las personas que participan en actividades espaciales (véanse los párrafos 5.30 a 5.33 de la publicación GSR Part 3 [2]).

Exposición de las tripulaciones de aeronaves

5.78. A las altitudes de vuelo de las aeronaves comerciales, típicamente de entre 6100 y 12 200 m, los componentes más importantes de la radiación cósmica son los neutrones, los electrones, los positrones, los fotones y los protones; los neutrones aportan entre un 40 % y un 80 % de la tasa de dosis efectiva, según la altitud, la latitud y la etapa del ciclo solar. La tasa de dosis se duplica con cada aumento de 1830 m en la altitud. A las altitudes más altas, adquiere importancia el componente de núcleos más pesados [23].

5.79. Las tasas de dosis recibidas en las aeronaves comerciales dependen de la altitud, la latitud y la etapa del ciclo solar. A una altitud de entre 9000 y 12 000 m y una latitud de 50° (correspondiente a un vuelo entre Europa Septentrional y América del Norte), la tasa de dosis es generalmente de entre 4 y 8 $\mu\text{Sv/h}$. Las tasas de dosis a latitudes más bajas suelen ser menores y, teniendo en cuenta el ascenso y el descenso, puede utilizarse una tasa de dosis media de 4 $\mu\text{Sv/h}$ para todos los vuelos de larga distancia. En los vuelos cortos, la altitud es normalmente menor (de 7500 a 10 000 m) y la correspondiente tasa de dosis media se sitúa en torno 3 $\mu\text{Sv/h}$. El tiempo de vuelo anual promedio de las tripulaciones aéreas es típicamente de entre 600 y 900 h [23].

5.80. En los últimos años, ha habido avances en la tecnología de monitorización utilizada para estimar el campo de radiación a bordo de una aeronave (véase el párrafo 7.36). Además, se han desarrollado varios códigos informáticos para

¹³ Las estimaciones de la dosis efectiva anual media recibida por las poblaciones debido a la radiación cósmica se sitúan entre 0,3 y 2 mSv, con un promedio ponderado según la población de aproximadamente 0,38 mSv [23].

estimar las dosis recibidas por las tripulaciones aéreas según los parámetros de las rutas de vuelo. La concordancia entre los valores medidos y los estimados es buena [38], y ahora se utilizan sistemáticamente los códigos informáticos, en lugar de las mediciones, para determinar las dosis recibidas.

5.81. Las dosis anuales medias recibidas por las tripulaciones aéreas suelen ser de entre 1 y 3 mSv, con valores máximos de 3,5 a 6,5 mSv en el caso de algunos Estados [23].

5.82. Las actividades de la aviación civil varían considerablemente de un Estado a otro, y, en algunas partes del mundo, la posibilidad de que las tripulaciones aéreas reciban una dosis importante debido a la radiación cósmica puede ser muy baja. El órgano regulador u otra autoridad competente (que podría ser un organismo de aviación civil) deberá determinar si se justifica o no evaluar la exposición de las tripulaciones de aeronaves (párrafo 5.30 de la publicación GSR Part 3 [2]). Si no se justifica, no es necesario adoptar ninguna otra medida.

5.83. Cuando la evaluación de la exposición de las tripulaciones de aeronaves debida a la radiación cósmica se considere justificada, se aplicarán los siguientes requisitos (véanse los párrafos 5.31 y 5.32 de la publicación GSR Part 3 [2]):

- a) El órgano regulador u otra autoridad competente deberá establecer un marco que incluya un nivel de referencia de la dosis y una metodología para determinar y registrar las dosis recibidas por las tripulaciones por exposición ocupacional a la radiación cósmica. Un nivel de referencia de aproximadamente 5 mSv podría considerarse razonable.
- b) Cuando sea probable que las dosis recibidas por las tripulaciones superen el nivel de referencia, los empleadores deberán: i) evaluar las dosis y llevar un registro de ellas; y ii) poner los registros de las dosis a disposición de los miembros de las tripulaciones.
- c) Los empleadores deberán: i) informar a los miembros femeninos de la tripulación sobre el riesgo que suponga para un embrión o feto la exposición causada por la radiación cósmica, y sobre la necesidad de notificar prontamente los embarazos, y ii) aplicar, en relación con la notificación de los embarazos, los requisitos establecidos en el párrafo 3.114 de la publicación GSR Part 3 [2],¹⁴ que dice lo siguiente:

¹⁴ Según las normas de seguridad del OIEA, no se puede obligar a las trabajadoras a informar al empleador de que están embarazadas o podrían estarlo, o de que están amamantando. Sin embargo, es necesario que todas las trabajadoras entiendan la importancia de comunicar esa información, para que sus condiciones de trabajo puedan modificarse en consecuencia.

“La notificación al empleador por una trabajadora si sospecha que está embarazada o si está amamantando no se considerará razón para excluir a la trabajadora del trabajo. El empleador de una trabajadora que haya sido notificado de que esta podría estar embarazada o de que está amamantando, adaptará las condiciones de trabajo en relación con la exposición ocupacional a fin de asegurar que se da al embrión o al feto o al lactante el mismo grado amplio de protección que se requiere para los miembros del público”.

En el caso de las tripulantes de aeronaves que estén embarazadas, el empleador debería aplicar las medidas de protección radiológica que rigen en las situaciones de exposición planificadas (véanse los párrafos 6.2 a 6.20). Esto incluye un límite de 1 mSv para la dosis efectiva anual.

5.84. De conformidad con la publicación GSR Part 3 [2], el requisito de la evaluación de las dosis y del mantenimiento de registros (véase el párrafo 5.83 b) *supra*) se aplicará solo cuando sea probable que las dosis de las tripulaciones superen el nivel de referencia. Esto implica que bastará evaluar la dosis de una pequeña proporción de la fuerza de trabajo. Sin embargo, en la práctica, los Estados con niveles importantes de actividad de la aviación civil tienden a incluir a todas las tripulaciones de aeronaves en el proceso de evaluación de dosis. Dada la disponibilidad de códigos informáticos adecuados para evaluar las dosis directamente a partir de los parámetros de vuelo (véase el párrafo 5.80), esta parece una opción viable (y más aceptable para la fuerza laboral).

5.85. En las prácticas actuales de la aviación, en que las altitudes de vuelo están firmemente establecidas y los tiempos de vuelo de las tripulaciones se controlan por razones no radiológicas, esas medidas pueden proporcionar un control suficiente de la exposición. Algunas aerolíneas pueden ya tener, también por motivos no radiológicos, arreglos de trabajo especiales para las tripulantes de aeronaves que hayan notificado un embarazo, lo que limitará las dosis recibidas. Estas limitaciones garantizan que las dosis anuales medias no superen un pequeño porcentaje, típicamente de alrededor del 10 %, del límite de dosis anual para los trabajadores en situaciones de exposición planificadas. Aunque no hay, por lo tanto, escenarios evidentes en que las dosis pudieran aumentar con respecto a los niveles actuales, tampoco hay muchas posibilidades razonables de reducir las dosis. Por ejemplo, cualquier restricción adicional de los tiempos de vuelo de las tripulaciones aéreas podría tener repercusiones inaceptables. Los intentos de reducir las dosis recibidas por determinados miembros de las tripulaciones reasignándolos a otros vuelos no reducirían en lo más mínimo la dosis colectiva. Todos estos factores deberían tenerse en cuenta al considerar si tiene algún sentido

imponer medidas de control adicionales para reducir las dosis. Actualmente, no parece que exista una justificación suficiente para la adopción de esas medidas adicionales.

Exposición de las tripulaciones de naves espaciales

5.86. A altitudes de 200 a 600 km y a inclinaciones bajas, la principal contribución a la exposición de las tripulaciones de naves espaciales procede de los protones y electrones atrapados geomagnéticamente en la Anomalía del Atlántico Sur del cinturón interior de Van Allen, donde este cinturón alcanza su punto más cercano a la superficie terrestre [23]. Para las misiones en órbitas terrestres de baja altitud y de duración limitada, los resultados de algunas evaluaciones de dosis arrojan dosis equivalentes personales por misión de entre 1,9 mSv y alrededor de 27 mSv. En una gama más amplia de actividades espaciales, las dosis de las misiones pueden alcanzar valores del orden de 100 mSv.

5.87. Solo unos pocos Estados realizan viajes espaciales. El enfoque para el control de la exposición de las tripulaciones de naves espaciales ha sido elaborado por organismos espaciales nacionales y regionales. Los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2] para el control de la exposición en estas condiciones excepcionales son, por fuerza, bastante generales, y reflejan básicamente la buena práctica vigente en los Estados interesados:

- a) Cuando proceda, el órgano regulador u otra autoridad competente debería establecer un marco de protección radiológica que se aplique a las personas que participen en actividades espaciales.
- b) Deberían adoptarse todas las medidas razonablemente posibles para optimizar la protección restringiendo las dosis recibidas por las tripulaciones espaciales, sin limitar indebidamente las actividades que puedan realizar.

5.88. El marco de protección de las tripulaciones de naves espaciales debería prever el establecimiento de niveles de referencia apropiados (por ejemplo, niveles de referencia para la dosis por misión y para la dosis por carrera profesional). También debería contener disposiciones para determinar, en la fase de diseño previa al vuelo, las formas de minimizar las dosis, por ejemplo con blindajes y eligiendo adecuadamente el momento y la duración de ciertas actividades. Una adecuada monitorización individual y de zonas permitirá evaluar las dosis y emitir advertencias cuando cambien las condiciones de exposición. La monitorización y la evaluación de las dosis aportan información esencial para el proceso de optimización. Las referencias [39 a 41] contienen más orientaciones a este respecto.

6. PROTECCIÓN DE LOS TRABAJADORES EN CASOS ESPECIALES

6.1. La sección 6 ofrece orientaciones sobre la protección radiológica ocupacional de dos grupos de trabajadores para los cuales el control de la exposición a la radiación plantea problemas de gestión particulares:

- a) Las trabajadoras embarazadas o con hijos lactantes, en que la exposición tiene repercusiones no solo para ellas mismas sino también para el embrión o feto o para el lactante.
- b) Los trabajadores que realizan regularmente trabajos en los locales o el emplazamiento de otro empleador y pueden verse expuestos debido al uso de radiaciones por el explotador de ese lugar; y los trabajadores que llevan a un emplazamiento su propia fuente de radiación, con repercusiones en su propia exposición y en la de los empleados del explotador de ese lugar. Estas personas, denominadas trabajadores itinerantes, suelen ser empleados de contratistas.

TRABAJADORAS EMBARAZADAS O CON HIJOS LACTANTES

6.2. A los efectos de la protección radiológica ocupacional, no hay ningún motivo para establecer una distinción general entre los trabajadores sobre la base del género. Sin embargo, en el caso de las trabajadoras que estén embarazadas o tengan hijos lactantes, deberán estudiarse medidas de protección adicionales para proteger al embrión o feto o al lactante.

Vías de exposición del embrión o feto o del lactante

6.3. Las vías de exposición del embrión o feto o del lactante que pueden ser motivo de preocupación son las siguientes:

- a) En el útero:
 - i) La exposición externa debida a fuentes de radiación situadas fuera del cuerpo de la trabajadora y que irradian no solo los tejidos maternos sino también al embrión o feto.
 - ii) La exposición interna debida a los radionucleidos incorporados por la trabajadora (o presentes en sus vísceras huecas, como la vejiga urinaria o el intestino) que pasen al feto a través de la placenta; o la exposición del feto a la radiación penetrante producida por los

radionucleidos depositados en los tejidos maternos (o presentes en las vísceras huecas de la madre).

- b) Para el lactante:
 - i) La exposición externa debida a la radiación penetrante producida por los radionucleidos presentes en los tejidos o en las vísceras huecas, como la vejiga urinaria o el intestino, de la madre.
 - ii) La exposición interna debida a los radionucleidos incorporados por el lactante, como resultado de su transferencia de los tejidos de la madre a la leche materna y su posterior ingestión por el lactante durante el amamantamiento.

Responsabilidades de la administración

6.4. En virtud del párrafo 3.113 de la publicación GSR Part 3 [2], la administración debe proporcionar a las trabajadoras que puedan tener que entrar en zonas controladas o zonas supervisadas, o realizar tareas de emergencia, información adecuada sobre el riesgo para el embrión o feto o para el lactante, durante el embarazo y después de este. Las trabajadoras no pueden ser obligadas a comunicar al empleador que están embarazadas o que podrían estarlo, o que están amamantando. Pero la administración debe informarlas de la importancia de notificar su situación al empleador lo antes posible, a fin de que las condiciones de trabajo, en lo que respecta a la exposición ocupacional, puedan modificarse como corresponda para proteger al embrión o feto o al lactante.

6.5. Cuando una trabajadora que pueda tener que entrar en zonas controladas o zonas supervisadas, o realizar tareas de emergencia, haya dado aviso a su empleador de que está o podría estar embarazada o de que está amamantando, el empleador deberá adaptar sus condiciones de trabajo, en lo que respecta a la exposición ocupacional, de modo que el embrión o feto o el lactante gocen del mismo nivel general de protección que los miembros del público (véase el párrafo 3.114 de la publicación GSR Part 3 [2]). Esa notificación no podrá ser considerada una razón para excluir a la trabajadora del trabajo (véase el párrafo 5.83), pero sí entrañará la imposición de restricciones más estrictas respecto de la exposición ocupacional a la que pueda ser sometida. El empleador debería informar a la trabajadora de la decisión de aplicar restricciones más estrictas.

6.6. Las restricciones más estrictas no deberán impedir necesariamente el trabajo de la interesada con radiación o con materiales radiactivos, ni su entrada

o el trabajo en las zonas de radiación designadas. Sin embargo, deberían garantizar que, en las condiciones de trabajo normales, se cumplan, para el embrión o feto durante el embarazo y para el lactante en el período siguiente al parto, los requisitos establecidos en la publicación GSR Part 3 [2] con respecto a la limitación de las dosis recibidas por los miembros del público. Además, las condiciones de trabajo adaptadas deberían ser tales, que se evite toda exposición potencial importante en caso de accidente u otro suceso imprevisto que pudiera causar dosis de radiación altas por exposición externa o interna.

6.7. Al determinar las restricciones de dosis más estrictas, deberían tenerse en cuenta las dosis que pueda haber recibido el embrión o feto como consecuencia de la exposición ocupacional de la trabajadora a la radiación externa en el período comprendido entre la concepción y la notificación del embarazo. También deberían tenerse en cuenta las dosis que el embrión o feto, o el lactante, haya recibido o vaya a recibir como consecuencia de la incorporación de radionucleidos por la trabajadora antes de la notificación del embarazo, incluida la que haya tenido lugar antes de la concepción.

6.8. El empleador debería considerar si la trabajadora necesita más información y capacitación para hacer frente a los cambios en las condiciones de trabajo que se hayan adoptado a fin de restringir la exposición del embrión o feto o del lactante.

Monitorización

6.9. Debido a las restricciones más estrictas de las dosis, las trabajadoras embarazadas o que tengan hijos lactantes deberían ser monitorizadas. Las dosis deberían evaluarse teniendo en cuenta todas las vías de exposición externa e interna pertinentes.

6.10. Cuando se haya notificado un embarazo, el programa de monitorización debería redefinirse de un modo que permita determinar que la dosis estimada que recibirá presumiblemente el embrión o feto, o el lactante, como consecuencia de la exposición ocupacional (incluida la dosis que se derive de las incorporaciones de la trabajadora antes de la concepción) no excederá de 1 mSv. La modificación del programa de monitorización de la exposición interna puede ser necesaria porque algunos radionucleidos podrían tener más incidencia en las dosis fetales que en las maternas. La biocinética de algunos elementos parece cambiar durante el embarazo, pero la información disponible no es, en general, suficientemente detallada para poder realizar una modelización alternativa que relacione los valores de excreción o los valores de retención en los órganos con las cantidades

incorporadas. Algunos cambios en la biocinética estudiados por la ICRP [42] podrían utilizarse para realizar evaluaciones especiales de las dosis.

6.11. Si hay indicaciones de que la dosis recibida por el embrión o feto o por el lactante podría aproximarse a 1 mSv/a, debería ordenarse la monitorización individual de la trabajadora y la evaluación individual de la dosis comprometida para el embrión o feto o el lactante. Los informes de las dosis deberían tramitarse con rapidez, para poder adoptar medidas inmediatas si se observa que la dosis recibida por el embrión o feto o por el lactante podría exceder de 1 mSv/a.

6.12. Para mantener un control más riguroso de las posibles exposiciones inadvertidas, puede ser aconsejable adoptar un período de monitorización más breve (es decir, aumentar la frecuencia de las mediciones). Sin embargo, esa frecuencia debería fijarse teniendo en cuenta el nivel de registro del dosímetro pasivo o de cualquier otra técnica que se utilice. En el caso de los dosímetros con un nivel de registro de 0,1 mSv, un período de monitorización inferior a un mes puede no ser suficiente para evaluar adecuadamente la dosis recibida por el feto durante todo el período siguiente a la notificación del embarazo. Un dosímetro activo podría cumplir la función de mantener la alerta ante las posibles exposiciones accidentales. En todos los casos, la dosis registrada para la trabajadora embarazada debería ser la de su dosímetro ordinario.

6.13. La calibración de los dosímetros debería tomarse en consideración al evaluar las dosis para el embrión o feto. En los campos de radiación penetrante, los dosímetros que hayan sido calibrados para la dosis equivalente personal $H_p(10)$ darán una sobrestimación de la dosis. Sin embargo, este puede no ser el caso en los campos de radiación correspondientes a neutrones de alta energía o a partículas producidas en instalaciones de aceleradores, en que se requerirán dosímetros calibrados para dosis a diferentes profundidades bajo la superficie.

6.14. Aunque no es obligatorio utilizar un dosímetro adicional en el abdomen, esta práctica puede dar la tranquilidad de que se está prestando atención a todo tipo de exposición durante el embarazo. La administración debería considerar la posibilidad de usar un dosímetro apropiado para monitorizar la dosis recibida por el feto. Si la radiación externa es homogénea, no habrá una posición preferida para la colocación del dosímetro sobre el abdomen; pero si el campo de radiación no es homogéneo, el dosímetro debería colocarse en la parte del abdomen que pueda estar sometida a la irradiación más importante.

6.15. En caso de sospecha de incorporación accidental, debería realizarse una monitorización especial a fin de verificar que no se vaya a exceder el límite

de dosis para el embrión o feto o para el lactante. Esta monitorización puede efectuarse utilizando un recuento de cuerpo entero, un recuento en un órgano particular (como la glándula tiroides o el pulmón) o un análisis *in vitro* de las excreciones de la trabajadora.

Evaluación de dosis

6.16. La ICRP [42] ha publicado información sobre la dosis recibida por el embrión o feto debido a la incorporación de radionucleidos por la madre. Esa información incluye coeficientes de dosis basados en modelos biocinéticos y dosimétricos que tienen en cuenta la transferencia de radionucleidos de la mujer embarazada a través de la placenta, y la exposición a los fotones emitidos por los radionucleidos de la placenta y de los tejidos maternos. Los coeficientes de dosis, expresados en unidades de sieverts por becquerel, representan la dosis efectiva comprometida recibida por el embrión o feto por unidad de actividad incorporada por la trabajadora. También se dan los coeficientes de dosis en órganos que se aplican al feto.

6.17. Cuando una trabajadora haya experimentado una incorporación aguda de resultados de un accidente u otro incidente ocurrido durante el embarazo o con anterioridad a él, los coeficientes de dosis de la ICRP permitirán calcular las dosis comprometidas en los órganos y las dosis efectivas para el embrión o feto. Con respecto a las incorporaciones crónicas, los coeficientes de dosis de la ICRP abarcan tres escenarios: i) la incorporación crónica durante el embarazo; ii) la incorporación crónica un año antes del embarazo; y iii) la incorporación crónica cinco años antes del embarazo.

6.18. Al evaluar la dosis externa para el feto, solo debería tomarse en consideración la radiación penetrante. En el caso de los campos de radiación homogéneos, para los fotones y la radiación β , la dosis registrada por el dosímetro de la trabajadora será una estimación prudente de la dosis recibida por el feto porque, para cuando se notifique el embarazo, la dosis a la profundidad en que se encuentra el feto será por lo general más baja. En el caso de los campos no homogéneos, será necesaria una evaluación cuidadosa de los resultados del dosímetro y de la correspondiente dosis para el feto.

6.19. La ICRP [43] ha publicado también información sobre la dosis recibida por un lactante como consecuencia de la ingestión de radionucleidos presentes en la leche, incluidos los coeficientes de dosis. Esta información tiene en cuenta las incorporaciones ocurridas antes del embarazo, durante este y en el período de lactancia materna.

6.20. La evaluación de la dosis recibida por el lactante a raíz de la exposición externa causada por los radionucleidos presentes en los tejidos maternos se basa en estimaciones de la posición de la madre y del lactante, y del período de tiempo durante el cual la madre tiene al hijo en sus brazos o se encuentra cerca de él. Esto permite utilizar modelos matemáticos de la madre y el lactante para realizar simulaciones de Monte Carlo de los tejidos de la madre como fuentes de exposición para el lactante.

TRABAJADORES ITINERANTES

6.21. A los efectos de la presente guía de seguridad, son trabajadores itinerantes las personas que experimentan exposición ocupacional debido al trabajo que realizan en zonas supervisadas o zonas controladas de distintos emplazamientos, sin ser empleadas de la administración de ninguna de esas instalaciones [44]. Los trabajadores itinerantes pueden trabajar por cuenta propia o ser empleados de un contratista (o una persona jurídica similar) que preste servicios en las instalaciones de otros empleadores. (Esta entidad puede o no ser un titular registrado o un titular de una licencia o estar sometido de algún otro modo a control reglamentario.)

6.22. Tanto la administración de una instalación como el contratista son empleadores. La administración de la instalación tiene el control principal de esta, mientras que el contratista presta servicios en virtud de un contrato. Los empleados de un contratista que trabajen en las zonas supervisadas o controladas de una instalación no administrada por este, y sobre la que este tampoco tenga el control principal, estarán comprendidos en la categoría de los trabajadores itinerantes. En situaciones más complejas, un contratista puede a su vez encomendar trabajos a un subcontratista, en cuyo caso serían trabajadores itinerantes tanto los empleados del contratista como los del subcontratista. Un contratista que trabaje por cuenta propia se considerará a la vez un empleador y un trabajador, y tendrá las obligaciones de ambos.

6.23. Los trabajadores itinerantes pueden trabajar ellos mismos con fuentes de radiación, o estar expuestos a fuentes de radiación controladas por la administración de la instalación en que operen.

6.24. Los aprendices que están recibiendo capacitación para un empleo relacionado con la radiación son trabajadores itinerantes. La exposición de los estudiantes no es una exposición ocupacional, pero los estudiantes pueden ser considerados ‘estudiantes itinerantes’ en este mismo sentido, si sus estudios o su

experiencia de trabajo (bajo la supervisión de sus mentores en la organización del contratista) exigen la presencia en las zonas supervisadas o las zonas controladas de la instalación.

6.25. Como ejemplos de trabajadores itinerantes y los tipos de trabajo que realizan cabe citar los siguientes:

- a) los trabajadores encargados del mantenimiento en una industria de energía nuclear, empleados por un contratista que presta esos servicios durante las operaciones normales y durante las paradas de mantenimiento o de otro tipo;
- b) el personal encargado de la garantía de calidad, las inspecciones en el servicio y los exámenes o ensayos no destructivos en una industria de energía nuclear o de otra índole;
- c) el personal de mantenimiento y el personal de limpieza de una industria de tipo general que puede estar expuesto a radiación emitida por una gran variedad de aplicaciones;
- d) los contratistas que prestan servicios especializados, como la retirada de incrustaciones y sedimentos del interior de tuberías y vasijas (para la descontaminación del equipo), el transporte de desechos radiactivos, o la carga o sustitución de fuentes radiactivas en instalaciones de irradiación;
- e) los trabajadores contratados en instalaciones de extracción y procesamiento de minerales que pueden verse expuestos a material radiactivo natural;
- f) las empresas de radiografía industrial contratadas para trabajar en una instalación explotada por una administración distinta de la suya propia;
- g) los trabajadores contratados para realizar controles de seguridad con aparatos de rayos X o fuentes radiactivas;
- h) los trabajadores contratados para las obras de clausura de instalaciones de distintos tipos, y para la descontaminación de los edificios correspondientes y la rehabilitación de las áreas exteriores;
- i) los trabajadores contratados en empresas de instalación y servicio de equipo médico;
- j) el personal médico que trabaja en zonas supervisadas o zonas controladas de varios hospitales o centros de salud (ya sea fijos o móviles) no explotados por su empleador.

Aspectos problemáticos del uso de trabajadores itinerantes

6.26. La gestión eficaz de los trabajadores itinerantes es fundamental para garantizar su protección y seguridad, pero puede verse complicada por aspectos tales como el solapamiento de las responsabilidades, las diferencias en los

procedimientos de trabajo y las normas de protección locales, las dificultades de comunicación y la supervisión a distancia.

6.27. Los aspectos problemáticos del uso de trabajadores itinerantes se relacionan principalmente con el control administrativo. Las incertidumbres con respecto a la asignación de las responsabilidades de adoptar disposiciones para la protección de estos trabajadores pueden dificultar el control de su exposición a lo largo del tiempo, por ejemplo en el curso de un año civil. Dado que estos trabajadores se trasladan de una instalación a otra, pueden acumular dosis que se aproximen al límite de dosis individual anual, o incluso lo superen, aun cuando no se viole ninguna de las restricciones de dosis o metas administrativas para las dosis establecidas de antemano en las diferentes instalaciones.

6.28. Debido a la gran variedad de tareas que realizan los trabajadores itinerantes, es difícil asignar responsabilidades explícitas sin examinar primero las distintas situaciones. Estas abarcan desde los casos en que la administración de una instalación debe proporcionar por contrato la mayoría de los servicios necesarios para la protección y seguridad de los trabajadores itinerantes, hasta aquellos en que la mayoría de las obligaciones y responsabilidades recaen normalmente en el contratista. Dentro de este espectro pueden darse tres escenarios de exposición:

- a) Las situaciones en que la explotación de una instalación puede causar la exposición de los empleados del contratista, que no trabajan personalmente con una fuente de radiación. En estos casos, la administración de la instalación es el titular registrado o el titular de la licencia, y el contratista es meramente un empleador.
- b) Las situaciones en que los empleados del contratista llevan su propia fuente de radiación a una instalación, pudiendo, por lo tanto, causar la exposición de los empleados de esta. En estos casos, el contratista es el titular registrado o el titular de la licencia y la administración de la instalación es meramente un empleador.
- c) Una combinación de las situaciones descritas en los apartados a) y b), en que la explotación de la instalación y también las actividades del contratista en el emplazamiento pueden causar la exposición de los empleados de ambas entidades. En estos casos, tanto la administración de la instalación como el contratista son titulares registrados o titulares de licencias.

Cooperación entre empleadores

6.29. La responsabilidad primordial de la protección y seguridad de los trabajadores de una instalación compete a la administración de esta. Al mismo

tiempo, un contratista que preste servicios a la administración de la instalación será responsable de la protección y seguridad de sus propios empleados. Esto significa que, en lo que respecta a la gestión de los trabajadores itinerantes, habrá un solapamiento de responsabilidades, y los dos empleadores (la administración de la instalación y el contratista) deberán cooperar (requisito 23 de la publicación GSR Part 3 [2]). El contenido específico de esas responsabilidades conjuntas dependerá del tipo de trabajo realizado, pero habrá que establecer el grado de consulta y cooperación necesario para cumplir con los requisitos de protección y seguridad de todos los trabajadores de la instalación. Esta exigencia se refleja en el párrafo 3.85 de la publicación GSR Part 3 [2], que dice lo siguiente:

“Si los trabajadores realizan una tarea que implique o pudiera implicar la presencia de una fuente no sometida al control de su empleador, el titular registrado o el titular de la licencia responsable de la fuente y el empleador cooperarán en la medida necesaria para que ambas partes cumplan los requisitos de las presentes Normas”.

6.30. Otros requisitos relacionados con la cooperación entre los empleadores son los que se enuncian en los párrafos 3.86 y 3.87 de la publicación GSR Part 3 [2], que rezan como sigue:

“3.86. La cooperación entre el empleador y el titular registrado o el titular de la licencia incluirá, cuando proceda:

- a) el establecimiento y aplicación de restricciones concretas de la exposición y otros medios de garantizar que las medidas de protección y seguridad ofrecidas a los trabajadores que realizan una tarea que implique o pudiera implicar la presencia de una fuente no sometida al control de su empleador sean por lo menos tan buenas como las brindadas a los empleados del titular registrado o del titular de la licencia;
- b) evaluaciones específicas de las dosis recibidas por los trabajadores según se indica en el apartado a) *supra*;
- c) una atribución precisa, con la documentación correspondiente, de las responsabilidades del empleador y las del titular registrado o el titular de la licencia en materia de protección y seguridad.

3.87. Según proceda, como parte de la cooperación entre las partes, el titular registrado o el titular de la licencia responsable de la fuente o de la exposición:

- a) obtendrá de los empleadores, comprendidas las personas empleadas por cuenta propia, el anterior historial de exposición ocupacional de los trabajadores ... y cualquier otra información que se considere necesaria;
- b) facilitará información apropiada al empleador, comprendida toda información disponible pertinente para el cumplimiento de los requisitos de las Normas que solicite el empleador;
- c) proporcionará tanto al trabajador como al empleador los registros de exposición pertinentes”.

6.31. Cuando la necesidad de cooperación se traduzca en un acuerdo sobre los procedimientos que se aplicarán, ese acuerdo debería documentarse. Puede ser adecuado integrarlo en el arreglo contractual formal, particularmente en las situaciones contractuales (y subcontractuales) grandes y complejas (por ejemplo, cuando la administración de una instalación delimite específicamente una parte de su emplazamiento y la traspase a un contratista principal encargado de realizar un determinado trabajo, como la clausura). Esa documentación debería garantizar que cada parte tenga en claro cuáles de las exigencias legales impuestas al empleador le corresponderá específicamente cumplir. Los detalles de los arreglos y la determinación de las responsabilidades variarán según la naturaleza del trabajo y la experiencia pertinente de las partes interesadas.

6.32. Las hojas informativas y las listas de verificación son ayudas útiles para el intercambio de información entre los empleadores y para evaluar la idoneidad de las disposiciones relativas a la protección y la seguridad. Estas ayudas deberían utilizarse para resumir los requisitos de protección y seguridad que hayan de cumplirse, y para enumerar los diversos aspectos que la administración de la instalación y el contratista deberán examinar y acordar antes del inicio de los trabajos previstos en el contrato.

Fuentes bajo el control de una instalación

6.33. En muchos tipos de trabajo, los empleados de un contratista a cargo de labores no relacionadas directamente con el uso de fuentes de radiación tienen que entrar en zonas de la instalación en que pueden estar expuestos a la radiación generada por las operaciones normales de esta. Entre esos trabajadores itinerantes figuran el personal de mantenimiento y el personal de limpieza. En muchos casos, el contratista y sus empleados tendrán poca o ninguna experiencia en el trabajo en zonas con radiación, y un conocimiento limitado de los requisitos reglamentarios de protección y seguridad.

6.34. En esas circunstancias, la administración de la instalación tiene la responsabilidad de ofrecer a los trabajadores itinerantes el mismo nivel de protección y seguridad que a sus propios empleados. La existencia de los arreglos necesarios para que eso sea posible debería ser una condición indispensable para la contratación de los trabajadores itinerantes. Deberá considerarse la posibilidad de formalizar este requisito mencionando en el acuerdo contractual las medidas pertinentes de protección y seguridad, que serán las especificadas en la sección 3 e incluirán, según proceda:

- a) la optimización de la protección y la seguridad (incluidas las correspondientes restricciones de dosis);
- b) la limitación de las dosis;
- c) el establecimiento de zonas clasificadas;
- d) el uso de equipo de protección personal;
- e) el establecimiento de reglas y procedimientos locales;
- f) la monitorización y la evaluación de dosis;
- g) el mantenimiento de registros de las dosis;
- h) la información y capacitación;
- i) la vigilancia de la salud de los trabajadores.

6.35. Si el trabajo del contratista comprende operaciones no ordinarias, se requerirá una evaluación radiológica previa de esas operaciones. Esta evaluación debería incluir un examen de las diferentes opciones de protección, con un grado de detalle proporcionado a los riesgos radiológicos que existan. La responsabilidad de preparar la evaluación debería recaer en la administración de la instalación, debido a su conocimiento detallado de los trabajos, pero el contratista debería participar en este proceso, posiblemente con la asistencia de un experto cualificado. De este modo se debería lograr que todos los aspectos pertinentes de la protección y la seguridad sean examinados en una fase temprana.

6.36. La administración de la instalación habrá dispuesto lo necesario para la evaluación de las dosis de sus propios empleados, y deberían adoptarse arreglos adecuados para evaluar también las dosis que recibirán los empleados del contratista. Para ello puede decidirse que la administración de la instalación proporcione al contratista los dosímetros requeridos y los evalúe al término del trabajo, o que el propio contratista organice la dosimetría individual de sus empleados. La manera de proceder que se elija debería constar en el acuerdo contractual. Si los trabajos se realizan aplicando las disposiciones para la dosimetría que tenga la administración de la instalación, los registros de dosis pertinentes deberían ponerse a disposición de los trabajadores itinerantes y de su

empleador (el contratista). En todos los casos, cada trabajador itinerante debería cumplir los requisitos establecidos en las reglas o procedimientos locales con respecto al uso de un dosímetro personal en una zona particular.

6.37. Al término del trabajo, y posiblemente en diferentes etapas del contrato, las dosis recibidas por los empleados del contratista deberían compararse con las previstas en la evaluación radiológica previa.

6.38. Para decidir cuáles de sus empleados son aptos para realizar los trabajos previstos en un determinado contrato, el contratista necesitará recibir de la administración de la instalación la siguiente información:

- a) detalles sobre los posibles riesgos radiológicos y los controles correspondientes, y una estimación de la dosis de radiación máxima que podrían recibir los empleados del contratista durante los trabajos previstos en el contrato;
- b) detalles sobre la capacitación adicional que se requiera y que, por lo tanto, deban impartir ya sea el contratista o la administración de la instalación;
- c) información sobre la necesidad o no de que los empleados del contratista usen dosímetros personales y, en caso de que los necesiten, sobre las disposiciones adoptadas al respecto;
- d) detalles sobre peligros no radiológicos como los productos químicos, el polvo y el calor;
- e) información sobre el suministro de equipo de protección personal, si es necesario.

6.39. Antes de autorizar la entrada de un empleado del contratista a su instalación para realizar un trabajo en una zona controlada o supervisada, la administración debería solicitar al contratista cierta información sobre el empleado. Si esa información está disponible de inmediato, la administración permitirá la entrada expedita a la instalación. La información debería incluir lo siguiente:

- a) detalles sobre las debidas cualificaciones del empleado (capacitación, experiencia y certificación);
- b) detalles sobre el historial de dosis del empleado;
- c) toda información de interés sobre la aptitud del empleado para el trabajo.

6.40. La administración de la instalación podrá también evaluar la competencia de los empleados del contratista. Este aspecto se examina más a fondo en los párrafos 6.56 a 6.65.

6.41. El contratista debería considerar si necesita consultar con uno o varios expertos cualificados para el trabajo que deba realizar, en función de la naturaleza de ese trabajo y de las condiciones del contrato. Si desea consultar con un experto cualificado, podrá pedir a la administración de la instalación o a una fuente independiente que le indiquen los expertos adecuados. Los siguientes son ejemplos de los temas para los que podría requerirse esa orientación de un experto cualificado:

- a) el examen de los controles tecnológicos relacionados con la protección y la seguridad;
- b) la formulación de las reglas y los procedimientos locales adecuados;
- c) los arreglos apropiados para la dosimetría;
- d) la necesidad de equipo de protección personal;
- e) el uso de equipo de monitorización radiológica;
- f) el mantenimiento de registros;
- g) los procedimientos para casos de emergencia.

6.42. La administración de la instalación debería examinar con el contratista, en una fase temprana, los arreglos previstos para la supervisión radiológica, y podría disponer que su oficial de protección radiológica (véase el párrafo 3.66) cumpla esa función también para el contratista y sus empleados. Otra posibilidad es que se pida al contratista que nombre a uno de sus propios empleados como oficial de protección radiológica, asegurándose de que tenga la debida capacitación. El oficial de protección radiológica nombrado deberá ser aceptable para la administración de la instalación, y el acuerdo contractual debería estipular que este oficial de protección radiológica trabajará en estrecha colaboración con un miembro designado del personal de supervisión de la instalación (y bajo su orientación). Los oficiales de protección radiológica de la instalación y del contratista deberían mantener el nivel de comunicación necesario.

Fuentes bajo el control de un contratista

6.43. Un empleado de un contratista puede tener que introducir en una instalación una fuente que esté bajo el control del contratista. Aun cuando en la instalación se utilicen fuentes de radiación (por ejemplo, sondas nucleares) como parte de las operaciones normales, ocurrirá frecuentemente que el área de trabajo del contratista esté fuera de las zonas clasificadas en que se encuentren esas fuentes. En estas situaciones, no habrá ninguna posibilidad de que el trabajador itinerante experimente una exposición debida a las fuentes bajo el control de la instalación. Sin embargo, la fuente que él introduzca podría causar la exposición de los empleados de la instalación.

6.44. Un caso particularmente común en que se da esta situación es el de las instalaciones que encargan a un contratista la realización de la radiografía industrial en un emplazamiento. Por ello, las orientaciones que figuran en los párrafos 6.45 a 6.50 se refieren específicamente a este trabajo. Pero los principios y medidas aplicables a otras actividades, como las operaciones de carga de fuentes en las instalaciones de irradiación, son parecidos. Cuando se trate de fuentes no selladas, deberán adoptarse precauciones para evitar la contaminación superficial y del aire (véanse los párrafos 9.24 a 9.46).

6.45. La radiografía industrial entraña la inspección de los componentes de una instalación (como las tuberías, las soldaduras y las vasijas de presión) para determinar si presentan grietas u otros defectos. La fuente de radiación utilizada es una fuente radiactiva sellada o un aparato de rayos X. Ambos tipos de fuente exigen la aplicación de procedimientos estrictamente controlados para la protección de los radiografistas que los utilicen y de las demás personas del emplazamiento. Un elemento esencial de estos procedimientos es el mantenimiento de una barrera, a una distancia adecuada de la fuente, que impida la entrada no autorizada a la zona controlada donde se encuentre la fuente (es decir, el acordonamiento de la zona controlada). Este tipo de trabajo puede tener que realizarse de noche, o a una cierta altura, para lo cual deberán tomarse en consideración medidas de protección adicionales, como una iluminación más potente o una supervisión más estricta. La cooperación entre la administración de la instalación y el contratista es fundamental para garantizar la adecuada protección y seguridad de los empleados de la instalación.

6.46. Cuando la administración de la instalación no tenga conocimientos y experiencia internos directos en el trabajo que deba realizar el contratista, debería restringir su participación básicamente a la recopilación de información no técnica. La administración de la instalación debería delegar en el contratista la responsabilidad principal de la cooperación en los aspectos más técnicos del trabajo, pero aun así tener la capacidad de cerciorarse de que el contratista haya adoptado las medidas adecuadas para establecer condiciones de trabajo seguras. Para ello, la administración de la instalación podría necesitar la asistencia de un experto cualificado.

6.47. Antes del inicio del trabajo, la administración de la instalación debería recibir del contratista:

- a) Un número de teléfono en el que pueda contactarlo en caso de emergencia.
- b) El nombre del oficial o los oficiales de protección radiológica que estarán presentes durante el trabajo.

- c) El tipo de generador o fuente de radiación que se utilizará.
- d) Una copia de las reglas y procedimientos locales del contratista, que deberían proporcionar suficiente información sobre el trabajo propuesto; en ausencia de reglas locales adecuadas, el contratista no debería ser autorizado a realizar el trabajo.

6.48. La administración de la instalación debería verificar que el contratista aplique las siguientes medidas de protección y seguridad:

- a) colocación de barreras para impedir el acceso a las zonas controladas en que las tasas de dosis superen los niveles predeterminados;
- b) colocación de suficientes avisos de advertencia;
- c) uso de señales de advertencia (que no tengan localmente ningún otro significado o interpretación posible) antes de la exposición y durante esta;
- d) colocación de letreros explicativos en los puntos de acceso;
- e) inspección del equipo y los monitores de radiación antes y después de su uso;
- f) sustitución o reparación del equipo que no esté en buen estado antes del uso;
- g) inspección de la zona controlada antes del inicio de los trabajos, y periódicamente en su transcurso;
- h) patrullaje de la barrera para prevenir el acceso no autorizado;
- i) uso de un monitor de radiación adecuado y calibrado para establecer o verificar la colocación de la barrera y para confirmar las tasas de dosis previstas después de las exposiciones (lo que será especialmente importante cuando pueda haber campos de rayos X pulsados);
- j) provisión de instalaciones de almacenamiento adecuadas;
- k) formulación de planes para casos de emergencia;
- l) uso de dispositivos de monitorización personal apropiados.

6.49. La administración de la instalación debería velar por que todos sus empleados que puedan verse afectados por el trabajo del contratista reciban suficiente información sobre la labor que esté previsto realizar. Esta medida debería incluir a los empleados que puedan tener que acercarse a ese lugar de trabajo en el desempeño de sus tareas, el personal de seguridad, la administración y las personas que intervendrían en caso de emergencia.

6.50. Mientras estén en curso los trabajos, la administración de la instalación debería organizar auditorías de seguridad ocasionales y no anunciadas para comprobar que los empleados del contratista estén aplicando las prácticas de trabajo seguras que se hayan acordado. Estas auditorías pueden correr a cargo de empleados de la instalación o de un tercero independiente. Al realizar

una auditoría para evaluar el nivel de protección y seguridad existente, la administración de la instalación podría considerar útil emplear una lista de verificación de los elementos que habrá que auditar (véase el párrafo 6.32).

6.51. Puede ocurrir que una fuente bajo el control de un contratista tenga que ser llevada por un empleado de este a una zona del emplazamiento en que, durante las operaciones normales de la instalación, exista también la posibilidad de una exposición causada por una fuente bajo el control de la instalación. Aunque en estas situaciones siguen siendo válidas las orientaciones dadas en los párrafos 6.33 a 6.50, deberían aplicarse asimismo las indicaciones adicionales formuladas en los párrafos 6.52 a 6.55.

6.52. La radiografía industrial u otros trabajos pueden requerir el uso de una fuente bajo el control del contratista en zonas en que exista una tasa de dosis ambiental importante debido a las operaciones de la instalación. Antes de realizar ese trabajo, el contratista y la administración de la instalación deberían estudiar y acordar una tasa de dosis apropiada para la erección de las barreras y la colocación de señales. También debería estudiarse el momento adecuado para llevar a cabo el trabajo propuesto.

6.53. El trabajo debería realizarse en consonancia no solo con las reglas y procedimientos locales del contratista sino también de conformidad con las reglas y procedimientos locales establecidos para las fuentes asociadas con la instalación. Por consiguiente, el contratista puede tener que modificar sus reglas y procedimientos locales para incorporar algunos aspectos de las reglas y procedimientos locales de la instalación, a fin de que no haya ningún conflicto en los requisitos. Esto debería quedar claramente estipulado en el contrato.

6.54. Los empleados del contratista pueden tener que recibir una capacitación especial en relación con la posibilidad de exposición causada por las fuentes bajo el control de la instalación, aun cuando ya estén capacitados en el uso de sus propias fuentes de radiación. En esos casos, muchas instalaciones exigen que los radiografistas contratados y sus oficiales de protección radiológica tengan un nivel de capacitación especificado.

6.55. Debería tomarse en consideración la posibilidad de que las fuentes de radiación del contratista tengan algún tipo de efecto en la instrumentación relacionada con la radiación que se encuentre en la instalación (por ejemplo, un impacto en los monitores y de una zona y en los sistemas de detección de incidentes de criticidad, y el riesgo de falsas alarmas evitables). Si se detectan incidentes de este tipo, deberán adoptarse las medidas correctivas apropiadas. Estas podrían

incluir el uso de fuentes más pequeñas o de haces de radiación colimados para reducir al mínimo las tasas de dosis, o la desactivación de algunos instrumentos durante un período de tiempo limitado.

Competencia de los trabajadores itinerantes

6.56. La administración de la instalación debería comprobar que los contratistas que ejecuten trabajos en su emplazamiento empleen para ello a personal con la debida competencia. Esto significa que la competencia del personal del contratista puede tener que ser evaluada y documentada oficialmente. Esta medida será apropiada cuando exista la posibilidad de que los empleados del contratista sufran una exposición causada por las fuentes bajo el control de la instalación. También será adecuada cuando los propios contratistas introduzcan en la instalación una fuente que pueda dar lugar a una exposición de los empleados de la instalación.

6.57. El proceso de evaluación debería incluir procedimientos formales para determinar las competencias necesarias (obtenidas mediante la formación, la experiencia y la participación en programas de capacitación inicial y continua) y las cualificaciones requeridas para cualquier trabajo encargado a un contratista que pueda tener repercusiones en la protección y la seguridad. Las guías o los procedimientos de gestión de la calidad ya establecidos pueden ser de utilidad en ese proceso de evaluación.

6.58. El nivel y el grado de detalle del proceso de evaluación dependerán del tipo de instalación y del trabajo de que se trate. Algunos trabajadores itinerantes tienen profesiones en que hay sistemas de cualificación y certificación que demuestran la competencia. Son ejemplos de ello los radiólogos, los físicos médicos, los tecnólogos radiológicos y los radiografistas industriales. La administración de las instalaciones que tengan la intención de emplear a trabajadores itinerantes de esas profesiones deberían conocer los requisitos de certificación y cualificación exigidos para esos trabajos, e incorporarlos en el proceso de evaluación. También puede ser adecuado especificar esas cualificaciones en los arreglos contractuales. Para otras profesiones y habilidades no habrá requisitos de cualificación. En esos casos, la evaluación de la competencia podría restringirse a un examen del *curriculum vitae*, los certificados, el historial de capacitación, las referencias y los informes sobre trabajos similares realizados en otras instalaciones.

6.59. En determinadas circunstancias, la administración de la instalación puede desear establecer requisitos de competencia específicos que el contratista deba cumplir para poder trabajar en su emplazamiento. Esto podría incluir la competencia en el uso de equipo de protección respiratoria adecuado. En tales

casos, la administración de la instalación debería proporcionar la capacitación apropiada para adquirir esas competencias, si es necesario, o ser capaz de recomendar dónde obtenerla. El hecho de haber cursado satisfactoriamente esa capacitación se tendrá en cuenta en el proceso de evaluación de las competencias.

6.60. Los contratistas deberían velar por que sus empleados estén debidamente cualificados para las tareas que deban ejecutarse, y presentar a la administración de la instalación los detalles de las cualificaciones de cada empleado antes del inicio de los trabajos. Los trabajadores itinerantes no deberían poder trabajar sin la capacitación y certificación requeridas en las operaciones mismas y en materia de protección radiológica. El equipo y las máquinas que deban utilizar podrían tener, por ejemplo, fuentes de radiación γ de muy alta intensidad, capaces de causar elevados niveles de exposición en un breve intervalo de tiempo si no se manejan adecuadamente.

6.61. La evaluación de la competencia del personal del contratista permitirá concluir ya sea que los empleados de este son competentes para realizar el trabajo o que hay carencias en sus cualificaciones o su experiencia. Si hay carencias, deberán adoptarse medidas compensatorias antes de autorizar a los empleados del contratista a trabajar en el emplazamiento. Al definir las medidas compensatorias más apropiadas, deberían tenerse en cuenta las características principales de cada situación particular.

6.62. Con respecto a las medidas compensatorias relacionadas con la capacitación, debería considerarse la posibilidad de impartir a los empleados del contratista la capacitación que sea necesaria antes de que comiencen los trabajos en el emplazamiento, y de establecer un enlace entre el explotador de este y el contratista para subsanar todas las deficiencias que puedan detectarse. El explotador puede estar en condiciones de proporcionar la capacitación específica que se requiera para el trabajo en su emplazamiento.

6.63. La administración podría adoptar también las siguientes iniciativas para compensar las deficiencias detectadas:

- a) disposiciones para la supervisión directa del trabajo por el explotador del emplazamiento;
- b) la sustitución de algunos empleados del contratista;
- c) la documentación de la experiencia, capacitación o formación adicionales.

6.64. El contratista debería examinar periódicamente la competencia de sus empleados, prestando particular atención a lo siguiente:

- a) los cambios que pueda haber habido en la cualificación profesional requerida;
- b) los cambios que pueda haber habido en la legislación;
- c) las lecciones aprendidas de la experiencia en su propia instalación y en otras;
- d) el registro de dosis de cada trabajador;
- e) la medida en que el nivel de capacitación adquirido sigue siendo idóneo y eficaz;
- f) la necesidad de cursos de actualización;
- g) cualquier cambio en la aptitud para el trabajo;
- h) cualquier cambio en las instalaciones, las operaciones o las prácticas laborales.

6.65. También debería evaluarse el desempeño de cada trabajador en particular. Las enseñanzas extraídas de los problemas registrados, y las medidas adoptadas para resolver las dificultades, podrían indicar la necesidad de capacitación para aumentar las competencias de uno o varios trabajadores.

Programa de protección radiológica

6.66. Las complejidades de las responsabilidades de la administración y de los arreglos para la protección radiológica de los trabajadores itinerantes ponen de relieve la necesidad de ejecutar los trabajos de conformidad con un programa de protección radiológica eficaz (véanse los párrafos 3.49 a 3.158). Entre otras cosas, ese programa de protección radiológica debería asignar a la administración de la instalación y al contratista las responsabilidades referentes a la protección y seguridad de los trabajadores itinerantes que les correspondan según las condiciones del acuerdo contractual.

6.67. En la mayoría de las situaciones, la evaluación radiológica previa que sirva de base para el programa de protección radiológica debería ser un trabajo en colaboración de la administración de la instalación y el contratista, en que el más cualificado de los dos empleadores asuma la dirección y en que se haga uso de los resultados de las evaluaciones anteriores. En el caso de las instalaciones que empleen fuentes de radiación en sus actividades normales, la administración debería realizar una evaluación radiológica previa de sus propias operaciones, seguida de una evaluación de la seguridad más detallada. De igual modo, cuando el contratista tenga sus propias fuentes de radiación, debería llevar a cabo una evaluación radiológica previa y una evaluación de la seguridad que sean adecuadas para la mayoría de las instalaciones en que esas fuentes se vayan a utilizar.

6.68. La administración de la instalación y el contratista tienen la responsabilidad conjunta de elaborar el programa de protección radiológica, pero, al igual que en el caso de la evaluación radiológica previa y la evaluación de la seguridad, los niveles de conocimiento y competencia técnica de cada una de las partes deberían ser un factor de peso al acordar mutuamente la asignación de las responsabilidades para establecer un programa de protección radiológica eficaz. En muchos casos, podrán bastar unas cuantas modificaciones del programa de protección radiológica que ya tengan la instalación o el contratista, para ajustarlo al trabajo que este deba realizar en la instalación.

6.69. El uso de un programa de protección radiológica ya existente como base para garantizar la protección radiológica de los trabajadores itinerantes se ilustra en los dos ejemplos siguientes:

- a) En una central nuclear, la administración ha adquirido un amplio conocimiento de los riesgos radiológicos relacionados con la explotación y el mantenimiento de la instalación, cuenta ya con una detallada evaluación de la seguridad de sus propios empleados (y, probablemente, de la de los empleados de los contratistas a los que tenga previsto recurrir para las tareas evaluadas) y ha establecido un programa de protección radiológica integral. En este caso, será adecuado que la administración de la instalación comunique la información pertinente sobre la evaluación de la seguridad al contratista, examine junto con él las circunstancias relacionadas con el trabajo y los aspectos que susciten preocupación, y formule un programa de protección radiológica simplificado para las tareas que deberá cumplir el contratista.
- b) Una empresa de radiografía industrial contratada por una planta química ha elaborado su propio programa de protección radiológica para los trabajos en el emplazamiento, pero necesita establecer un enlace con los oficiales de seguridad de la instalación para facilitarles la información adecuada sobre ese programa. Esta información incluirá los arreglos adoptados para la gestión y la supervisión, y los procedimientos que se aplicarán para garantizar la protección radiológica de los empleados de la instalación.

Registros de la exposición ocupacional

6.70. Algunos trabajadores itinerantes permanecen en las instalaciones por períodos muy inferiores a un año, antes de trasladarse al lugar de trabajo siguiente. De este modo, pueden acumular dosis en múltiples instalaciones en el curso de un año. En cada instalación particular, la dosis recibida puede o no ser importante; pero la suma de las dosis recibidas en las distintas instalaciones

a lo largo del año podría dar una dosis acumulada total que se aproxime a los límites de dosis aplicables. Por lo tanto, debería existir un seguimiento de las dosis recibidas por estos trabajadores a lo largo de períodos prolongados, y las responsabilidades y disposiciones para hacerlo deberían estar claramente establecidas y documentadas.

6.71. Los arreglos adoptados deberían garantizar que para cada trabajador itinerante exista un registro actualizado de las dosis recibidas y las medidas de vigilancia de la salud adoptadas. Ese registro podría obtenerse de una base de datos centralizada que contenga los registros de exposición de todos los trabajadores, o consistir en un documento de monitorización radiológica (conocido a veces como ‘carné de irradiación personal’) u otro tipo de registro individual de las dosis. Antes del comienzo de los trabajos de un contrato en una instalación en que se utilicen fuentes de radiación, deberían facilitarse a la administración de la instalación los registros de la exposición ocupacional y de la vigilancia de la salud del trabajador, para que pueda establecerse un plan de protección y seguridad adecuado.

6.72. Ya sea la administración de la instalación o el contratista, según quién tenga la responsabilidad pertinente, deberá mantener actualizado el registro de exposición ocupacional del trabajador mientras esté trabajando en el emplazamiento. Para evitar retrasos en esa actualización, pueden registrarse las dosis estimadas (por ejemplo, sobre la base de los resultados de la monitorización del lugar de trabajo) hasta que lleguen los resultados de los datos de la monitorización personal del trabajador. Esto dará una indicación útil de la dosis recibida por el trabajador al administrador de la instalación siguiente, si entretanto el trabajador se ha trasladado a otra instalación. Compete al empleador del trabajador itinerante velar por que el registro de exposición ocupacional del trabajador esté actualizado en todo momento.

Capacitación

6.73. En las instalaciones en que se utilicen fuentes de radiación para el funcionamiento normal, los trabajadores itinerantes que efectúen trabajos por contrato en ámbitos que no tengan repercusiones en la protección y la seguridad (por ejemplo, trabajos de limpieza, pintura, mantenimiento general o construcción en una zona supervisada) deberán tener solo un conocimiento mínimo sobre la protección radiológica, e información muy básica sobre las precauciones que deban adoptar mientras se encuentren en la zona supervisada. En cambio, los trabajadores itinerantes que deban realizar operaciones que requieran tareas complejas en zonas controladas pueden tener que recibir capacitación en temas

tales como los procedimientos de acceso, las precauciones necesarias, el uso de equipo de protección personal y los requisitos de procedimiento. Los trabajadores itinerantes que lleven sus propias fuentes a la instalación deberían estar debidamente capacitados en el uso seguro de esas fuentes. Compete al empleador de los trabajadores itinerantes velar por que cuenten con esa capacitación. Para ello puede ser necesario consultar con la administración de la instalación sobre el nivel y el contenido de la capacitación requerida para el desempeño de las tareas previstas en el contrato en el lugar de trabajo de la instalación.

6.74. En algunas situaciones —típicamente cuando el contratista tenga solo una experiencia limitada en el trabajo con radiación— la administración de la instalación podrá proporcionar al contratista y a sus empleados la información necesaria sobre la protección y la seguridad, incluida la referente a los casos de emergencia en el emplazamiento. Según las circunstancias, esta información podría facilitarse mediante notas, instrucciones escritas o una capacitación formal. En otros casos, el contratista asumirá la responsabilidad de la capacitación, pero la administración de la instalación debería igualmente facilitarle información, antes del inicio de los trabajos, sobre los riesgos que estos conlleven y la capacitación especial que pueda ser necesaria. Si se trata de un establecimiento grande, la administración de la instalación podría ayudar a impartir la capacitación adecuada (en la medida que atañe a la instalación) ya sea en nombre del contratista o en virtud de un arreglo contractual aparte. Esta capacitación debería ser de un nivel similar a la que la administración de la instalación proporcione a sus propios empleados.

6.75. Cuando el contratista asuma la responsabilidad de la capacitación, debería evaluar las necesidades de sus empleados a ese respecto. En consulta con la administración de la instalación y con un experto cualificado, si es necesario, debería elaborar un programa de capacitación que proporcione el nivel adecuado de conocimientos e información para todo trabajo previsto en la instalación. Al preparar ese programa, debería tomar en consideración lo siguiente:

- a) la naturaleza del trabajo que habrá que realizar en el futuro previsible;
- b) las posibilidades de exposición que entrañe ese trabajo;
- c) el alcance de la capacitación ya impartida y las cualificaciones obtenidas;
- d) los requisitos específicos que rijan en las instalaciones en que se trabajará (como los procedimientos de entrada, el uso de equipo de protección personal y los procedimientos para casos de emergencia).

6.76. A veces habrá que impartir capacitación de diversos niveles, según la naturaleza del trabajo que se deba realizar. Por ejemplo, mientras que para la

mayoría de los trabajadores puede ser suficiente una capacitación muy básica sobre la protección radiológica, las personas que deban desempeñarse como oficiales de protección radiológica necesitarán una capacitación más completa.

Examen de la protección y la seguridad

6.77. Los arreglos y procedimientos establecidos por la administración de una instalación para la protección y seguridad radiológicas de los trabajadores itinerantes deberían examinarse periódicamente a fin de verificar que sigan siendo adecuados y pertinentes para el trabajo en cuestión. Si los mismos trabajadores itinerantes permanecen en un emplazamiento por un período de tiempo prolongado, sus prácticas de trabajo deberían examinarse y auditarse a intervalos adecuados para determinar el grado de cumplimiento de los arreglos establecidos y los posibles puntos débiles en los procedimientos. Asimismo, cuando estén a punto de llegar nuevos trabajadores itinerantes a un emplazamiento, deberían examinarse los arreglos y procedimientos junto con el contratista, aprovechando la oportunidad para cerciorarse de que sigan siendo válidos.

6.78. Al realizar este examen debería tenerse en cuenta lo siguiente:

- a) los cambios en el entorno de trabajo;
- b) los cambios legislativos y reglamentarios;
- c) cualquier modificación en las prácticas laborales;
- d) el grado de adhesión a los arreglos vigentes;
- e) la practicidad de los arreglos vigentes;
- f) la idoneidad de los planes para casos de emergencia;
- g) la idoneidad de los arreglos utilizados en el pasado y de los que rijan en ese momento para mantener las dosis en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar;
- h) la necesidad de modificaciones en la evaluación radiológica, la evaluación de la seguridad del trabajo planificado y el grado de interacción con el órgano regulador;
- i) las enseñanzas que puedan extraerse y la experiencia operacional.

6.79. El elemento señalado en el apartado g) del párrafo 6.78 es especialmente importante. La optimización efectiva de la dosis recibida por los trabajadores itinerantes es uno de los objetivos principales de los arreglos y procedimientos. Para evaluar la idoneidad de los arreglos, la administración de la instalación debería, pues, examinar los registros de la exposición ocupacional de los trabajadores itinerantes mientras estuvieron en el emplazamiento, y verificar que esos arreglos sean adecuados al tipo de trabajo que se deba realizar. Este

examen debería efectuarse en consulta con los otros empleadores interesados y, posiblemente, con el asesoramiento de un experto cualificado en el tema.

6.80. El resultado del examen será probablemente una serie de medidas que habrán de adoptarse para corregir, mejorar o potenciar los arreglos y procedimientos. Estas medidas deberían aplicarse tan pronto como sea razonablemente posible y, de preferencia, antes de que los trabajadores itinerantes realicen nuevamente en la instalación las tareas que se estén evaluando. Las conclusiones de la evaluación de la idoneidad de los arreglos deberían comunicarse a los trabajadores afectados y a sus empleadores, a título informativo y para que las incorporen en las posibles versiones revisadas de sus acuerdos contractuales y sus reglas y procedimientos locales.

6.81. Los contratistas que tengan fuentes bajo su control también deberían examinar sus arreglos y procedimientos internos a intervalos regulares. En calidad de titulares registrados o de titulares de una licencia, los contratistas tienen la responsabilidad de restringir las dosis recibidas por sus empleados y de optimizar la protección radiológica, y deberían contar con procedimientos para el examen continuo de los resultados de la dosimetría. Como se ha señalado, los arreglos y procedimientos para el trabajo a largo plazo en una misma instalación deberían examinarse periódicamente en consulta con la administración de la instalación. El contratista debería examinar también los arreglos y procedimientos que se apliquen a los trabajos en todos los emplazamientos, como los programas de vigilancia de la salud de los trabajadores, los procedimientos para el mantenimiento del equipo, y las disposiciones para llevar un registro de la ubicación, descripción, actividad y forma de cada fuente de la que sea responsable.

Cuestiones relacionadas con determinados tipos de instalación

Instalaciones nucleares

6.82. La autorización del acceso de trabajadores itinerantes a una instalación nuclear está sujeta a requisitos rigurosos, debido a la posibilidad de recibir dosis elevadas en algunas zonas. Esos requisitos pueden incluir el cumplimiento de una parte o la totalidad de los procedimientos siguientes:

- a) La cumplimentación, por el contratista, de un formulario de aprobación del acceso en que se solicite la siguiente información: i) datos personales sobre el trabajador; ii) la referencia del contrato; iii) detalles sobre el empleador; iv) las competencias profesionales del trabajador, junto con los certificados

pertinentes; y v) la duración prevista de la operación. El contratista enviará luego este formulario a la administración de la instalación, que añadirá una descripción de las zonas a las que el trabajador podrá acceder y el período de validez del permiso de acceso a la instalación, y a sus zonas supervisadas y controladas. Para el acceso a zonas con tasas de dosis altas (o posiblemente altas) se requerirá un permiso específico. La tramitación de la autorización del acceso a una central nuclear puede llevar varios días.

- b) Cuando el trabajador itinerante llegue a la central nuclear, una comprobación de toda la información mencionada en el párrafo 6.82 a), junto con un examen de: i) su aptitud para el trabajo; y ii) el registro de las dosis que haya recibido durante el año civil en curso, en los 12 meses anteriores y en los últimos cinco años.
- c) La provisión de capacitación específica sobre determinadas condiciones de la instalación y sobre las medidas necesarias en caso de emergencia.
- d) La comprobación de la compatibilidad de las competencias del trabajador itinerante con el trabajo que deba realizarse.
- e) La expedición de un permiso de trabajo con radiaciones, establecido de conformidad con el sistema de gestión del trabajo de la instalación, para que el trabajador itinerante pueda justificar su acceso a las zonas controladas (véase el párrafo 3.96).
- f) El establecimiento de un objetivo de dosis individual para el trabajador itinerante.

6.83. Para los trabajadores itinerantes con contratos de corta duración deberían adoptarse procedimientos especiales, como los siguientes:

- a) El cálculo de un objetivo de dosis individual, por prorrateo para el tiempo de que se trate.
- b) La restricción o prohibición del acceso a las zonas con niveles de radiación altos (o posiblemente altos).

6.84. En el caso de las tareas con tasas de dosis altas o posiblemente altas, deberían preverse los siguientes procedimientos y actividades de capacitación especiales para los trabajadores itinerantes:

- a) Un examen previo al trabajo, que comprenda una descripción detallada de las tareas que se deban cumplir, datos técnicos, y las condiciones dosimétricas y ambientales.
- b) Un procedimiento preliminar para la ejecución del trabajo, junto con una estimación de la dosis que entrañaría.

- c) Capacitación impartida mediante un modelo o, cuando sea razonablemente factible, una simulación representativa del lugar de trabajo real, o bien, si es necesario, una sesión informativa con ayuda de descriptores del lugar de trabajo (como fotografías o vídeos).
- d) Retroinformación sobre esta capacitación, que incluya el tiempo de exposición, las dificultades experimentadas en la ejecución de las tareas, las fases que deban mejorarse, las herramientas específicas que deban desarrollarse y el número de personas presentes simultáneamente en el lugar de trabajo.
- e) La previsión, en la medida de lo posible, de las averías que podrían sufrir las herramientas o el equipo, así como de otros incidentes operacionales. Esto facilitará la formulación de medidas correctivas y la capacitación de los trabajadores para que cumplan sus tareas de un modo que mantenga las dosis en los niveles más bajos que sea razonablemente posible alcanzar.
- f) La mejora de los procedimientos de trabajo y las dosis estimadas, y la optimización de la protección y la seguridad.
- g) La capacitación final con arreglo a los procedimientos optimizados.

Instalaciones de exposición por motivos médicos

6.85. El uso de fuentes radiactivas, aceleradores y generadores de radiación con fines terapéuticos, y el empleo de equipo generador de rayos X para el diagnóstico y la intervención, son prácticas universales que pueden exponer a los trabajadores a dosis elevadas. Muchos ingenieros de equipos y trabajadores de mantenimiento pertenecen a la categoría de los trabajadores itinerantes. Además, entre los radiólogos, los físicos médicos, los tecnólogos radiológicos y los profesionales de la salud con funciones específicas en relación con los usos médicos de la radiación, es práctica común trabajar en varios hospitales y centros de salud. Aunque estén empleados principalmente por un hospital o un grupo de hospitales, actuarán como contratistas en otros establecimientos. Estos trabajadores deberían recibir capacitación en protección radiológica desde su formación inicial de pregrado, y operarán con procedimientos de trabajo muy similares en los distintos hospitales.

6.86. El aspecto más problemático del trabajo itinerante en las instalaciones con usos médicos de la radiación es la idoneidad de los arreglos referentes a la dosimetría. Los trabajadores contarán normalmente con un dosímetro suministrado por su empleador principal, y es probable que utilicen esos mismos dosímetros en todos los lugares de trabajo. Sin embargo, esta práctica creará dificultades cuando el dosímetro registre una dosis de radiación alta, ya que

puede ser imposible determinar donde se recibió esa dosis alta y, por ende, cuál empleador debería realizar una investigación o adoptar medidas correctivas.

6.87. Un arreglo más adecuado para la dosimetría sería que el trabajador utilice un dosímetro distinto en cada lugar en que trabaje, posiblemente llevando también el dosímetro del empleador principal en todos esos lugares para el mantenimiento de un registro primario. Estos arreglos referentes a la dosimetría deberían adoptarse en consulta con todas las partes interesadas.

6.88. Además de las instrucciones con respecto a la dosimetría, los trabajadores itinerantes deberían recibir capacitación específica para familiarizarse con el equipo, como los aceleradores y los aparatos generadores de rayos X, de todas las instalaciones en que vayan a trabajar. Esta capacitación específica sobre el equipo debería incluir los detalles operacionales y los aspectos de seguridad.

6.89. En los lugares en que se utilicen aparatos generadores de radiación o fuentes no selladas, tendrá que haber medidas de protección y seguridad adecuadas. Debería disponerse de equipo de monitorización radiológica que corresponda a las características de los campos de radiación presentes. Un medio de uso frecuente para reducir la dosis es la colocación de un blindaje parcial o del cuerpo entero entre la fuente y el personal médico. Cuando proceda, debería facilitarse también equipo de protección personal adecuado a la situación (por ejemplo, delantales y guantes protectores, escudos faciales u oculares y collarines protectores de tiroides).

6.90. Cuando el personal de la instalación o del contratista utilice fuentes no selladas, serán importantes y deberían tenerse en cuenta las reglas y procedimientos para el control de la contaminación superficial y del aire, así como la posible necesidad de programas de mediciones individuales o de monitorización suplementaria del lugar de trabajo, para determinar si ha habido incorporaciones mensurables de radionucleidos. La evaluación radiológica previa y las conversaciones entre todas las partes ayudarán a adoptar decisiones a este respecto.

6.91. Deberían adoptarse también ciertas precauciones para evitar la exposición involuntaria y accidental de los trabajadores (y los pacientes) que pudiera derivarse de los trabajos de mantenimiento ejecutados por trabajadores itinerantes:

- a) A veces, durante los servicios de mantenimiento, los trabajadores itinerantes introducen cambios en los ajustes por defecto del sistema (dejándolo, por

ejemplo, en un modo de fluoroscopia en que el haz de rayos X es pulsado). Estos cambios deberían quedar registrados, para que los usuarios del sistema estén informados de ellos, y el físico médico responsable de la instalación debería ser informado personalmente de la situación.

- b) Para evitar la posibilidad de un accidente a raíz de la desactivación temporal de un enclavamiento de seguridad durante el mantenimiento de un sistema por un trabajador itinerante, debería haber medidas de respaldo que impidan el uso clínico del sistema en esas circunstancias.
- c) Después de cualquier servicio prestado por un trabajador itinerante que afecte a los aspectos radiológicos o a la calidad de la imagen de un sistema, debería presentarse un informe detallado al jefe del servicio en que se efectuó el trabajo.
- d) Después de cada mantenimiento de un sistema que realice un trabajador itinerante, el sistema debería quedar listo para ser utilizado en pacientes. A veces, después de la reparación de un procesador de películas radiográficas, el chasis puede quedar cargado con una película impresionada, lo que conducirá a una doble irradiación de algunos pacientes en el uso posterior del sistema, porque las primeras imágenes se deberán descartar.

Minas con exposición debida al radón y/o a material radiactivo natural

6.92. Las concentraciones de radón en las minas subterráneas dependen de las condiciones de ventilación, y, por lo tanto, pueden ser altas en algunos lugares. La extracción de mineral de uranio (y, a veces, de otros minerales) puede producir una exposición externa e interna de los trabajadores debido al material radiactivo natural. El uso de contratistas, a corto y largo plazo, es común en las minas. La decisión sobre la entidad más adecuada para asumir la responsabilidad de las medidas de protección radiológica de los trabajadores itinerantes (con inclusión de la capacitación, la vigilancia de la salud y el uso de equipo de protección personal) depende en gran medida de la naturaleza del trabajo que se realizará por contrato, que varía enormemente, como se ilustra en los dos ejemplos siguientes:

- a) En algunas minas se utilizan contratistas para las operaciones mineras cotidianas normales, que pueden ser a gran escala y continuar por largo tiempo. En estas situaciones, es mejor que la responsabilidad de gestionar y controlar la exposición a la radiación de los trabajadores itinerantes recaiga en la administración de la mina. Esta debería tener ya la competencia y la infraestructura necesarias, que con toda probabilidad serán mayores que las que posea el contratista.
- b) También se puede recurrir a contratistas para la realización de tareas especializadas y no rutinarias, que no formen parte de las operaciones

cotidianas de la mina, como la instalación y el mantenimiento de la planta y el equipo de la mina, la excavación de rumbaderos¹⁵ y la abertura de pozos. Estas tareas entrañan a veces niveles de exposición mayores que los de las operaciones normales. En estos casos, es posible que el contratista sea el más adecuado para asumir la responsabilidad de la protección radiológica de sus empleados, debido a que se trata de trabajos especializados, pero para él rutinarios, cuyos riesgos radiológicos particulares conoce probablemente mejor que los administradores de la mina. El contratista tendrá también la ventaja de poder hacer un seguimiento más fácil de las dosis de radiación recibidas por sus empleados a lo largo de períodos prolongados. Por otra parte, la experiencia del contratista en esos trabajos especializados podría proceder principalmente de situaciones con riesgos radiológicos insignificantes, en cuyo caso sería mejor dejar la responsabilidad de la protección radiológica en manos de la administración de la mina, aun cuando se trate de un trabajo de carácter especializado. En estas situaciones, la administración de la mina debería familiarizarse con los riesgos radiológicos que conlleven esos trabajos especializados.

6.93. En lo que respecta a la asignación de las responsabilidades operacionales, debería mantenerse abierta toda la gama de opciones; por regla general, la responsabilidad debería recaer en el empleador que tenga los niveles más altos de competencia e infraestructura en materia de protección radiológica para las tareas de que se trate. Debido a que muchas minas explotadas se encuentran en lugares remotos y relativamente inaccesibles, la supervisión de las actividades puede ser difícil. La administración de la mina y el contratista deberían mantener una interacción estrecha y continua.

Instalaciones de extracción y procesamiento de minerales

6.94. Las instalaciones de extracción y procesamiento de minerales requieren normalmente el uso de materiales radiactivos y/o generadores de radiación. Los dispositivos de medición y control hacen un amplio uso de fuentes selladas, a menudo de actividades muy altas. También está muy difundido el uso de equipo de radiografía industrial para las pruebas de integridad de las tuberías y las vasijas de presión. En los oleoductos y gasoductos es frecuente el empleo de materiales radiactivos no sellados como trazadores [26]. Además, la presencia de minerales y de residuos del procesamiento de minerales puede dar lugar a una exposición causada por el material radiactivo natural [24 a 29].

¹⁵ Un rumbadero es una canaleta vertical o inclinada creada en las operaciones mineras subterráneas para enviar el mineral a un nivel inferior.

6.95. Estas instalaciones hacen un uso frecuente de contratistas, que no siempre tienen los conocimientos especializados sobre protección y seguridad necesarios para asumir la responsabilidad del control de la exposición de sus trabajadores. En la industria química y en el sector de los oleoductos y gasoductos es práctica común utilizar a contratistas para los trabajos especializados, como la retirada de las incrustaciones y los sedimentos del interior de las vasijas, o la demolición y retirada de una planta redundante, para lo cual puede ser necesario trabajar en partes de la instalación que están contaminadas con material radiactivo natural. En estas situaciones, los trabajadores itinerantes suelen permanecer en una determinada instalación por períodos muy inferiores a un año, pero pueden experimentar una exposición que, si persistiera, daría lugar a una dosis anual cercana o superior a los límites de dosis pertinentes. La exposición ocupacional de esos trabajadores debería gestionarse con cuidado.

6.96. La naturaleza de muchas tareas especializadas que entrañan la exposición de trabajadores itinerantes a material radiactivo natural con concentraciones de la actividad relativamente altas (por ejemplo, la eliminación de las incrustaciones ricas en radio de las tuberías) ofrece un margen considerable para la optimización de las dosis. A veces es posible lograr reducciones sustanciales de las dosis con modificaciones relativamente sencillas de los trabajos (véase, por ejemplo, la referencia [26]). Las administraciones de la instalación y del contratista deberían tener presente en todo momento que el cumplimiento de los requisitos de optimización puede pasarse por alto más fácilmente en las tareas especializadas encomendadas a trabajadores itinerantes que en las operaciones normales y rutinarias de la instalación.

6.97. En muchos casos, los conocimientos del contratista en materia de protección y seguridad son limitados. Los empleados del contratista deberían estar informados de la protección radiológica requerida en los distintos trabajos y de los procedimientos que permiten restringir la exposición. La administración de la instalación y el contratista deberían examinar los aspectos de protección radiológica de los trabajos en la etapa de planificación. Los temas que deberían tratarse comprenden lo siguiente:

- a) los riesgos planteados por las fuentes selladas (como las sondas nucleares) y por el material radiactivo natural (como las incrustaciones ricas en radio) en diversos lugares de la planta;
- b) la existencia de zonas controladas o de zonas supervisadas;
- c) los procedimientos que deberán aplicarse para optimizar la protección, de modo que la exposición sea tan baja como sea razonablemente posible;
- d) el uso de equipo de protección personal apropiado;

- e) la supervisión;
- f) la evaluación de dosis y el mantenimiento de registros de dosis;
- g) la gestión de los desechos;
- h) la capacitación;
- i) las medidas que deberán adoptarse si fallan o son retirados del servicio los sistemas de ventilación o de control del polvo, u otros sistemas de control pertinentes.

6.98. Cuando sea necesario, el explotador del emplazamiento debería ayudar al contratista a realizar una evaluación radiológica previa y a elaborar las reglas y procedimientos locales. Teniendo en cuenta la naturaleza del trabajo y las precauciones requeridas, los empleados del contratista deberían recibir capacitación en los riesgos de la exposición a la radiación, las vías por las que esta ocurre, los procedimientos necesarios para restringirla y las funciones del oficial de protección radiológica. Si es preciso, el explotador del emplazamiento debería organizar esta capacitación en nombre del contratista.

6.99. Asimismo, cuando sea necesario, la administración de la instalación debería examinar junto con el contratista los riesgos no radiológicos que existan en la instalación, o concretamente en el lugar en que vayan a operar los trabajadores itinerantes. La administración debería velar por que se establezcan técnicas mutuamente acordadas para una gestión coherente de los riesgos radiológicos y no radiológicos.

6.100. Dada la naturaleza de las tareas especializadas que entrañan la exposición de los trabajadores itinerantes debido a la presencia de material radiactivo natural con concentraciones de la actividad relativamente altas, puede haber oportunidades importantes de optimizar la protección radiológica. A veces será posible lograr reducciones sustanciales de las dosis proyectadas con modificaciones relativamente sencillas del plan de trabajo. Un ejemplo de ello es el uso de controles tecnológicos para reducir la formación de incrustaciones y la acumulación de lodos y sedimentos, o para facilitar el trabajo de mantenimiento que requiere la extracción de contaminantes acumulados. Las modificaciones de las reglas y procedimientos locales para estos tipos de trabajo también pueden reducir las dosis mediante una asignación razonable de los recursos. Los contratistas y la administración de la instalación deberían tener presente que para cumplir los requisitos de optimización puede ser necesario prestar un alto nivel de atención a las tareas especializadas ejecutadas por trabajadores itinerantes.

7. MONITORIZACIÓN Y EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN EXTERNA

Programa de monitorización

7.1. Las dosis recibidas por los trabajadores debido a la exposición externa deberían evaluarse, lo que en la mayoría de los casos podrá realizarse fácilmente a partir de los resultados de un programa sistemático de monitorización individual. Pero también puede realizarse a partir de los resultados de la monitorización del lugar de trabajo. En la publicación GSR Part 3 [2] se establecen los requisitos relativos al uso de la monitorización individual y la monitorización del lugar de trabajo para los fines de la evaluación de dosis (véase el párrafo 3.116).

Monitorización individual

7.2. Cuando se opte por la monitorización individual, cada trabajador debería recibir un dosímetro personal integrador.

7.3. La dosimetría personal debería correr a cargo de un servicio de dosimetría aprobado por el órgano regulador. El órgano regulador debería exigir a ese servicio que suministre dosímetros capaces de medir la $H_p(10)$, la $H_p(3)$ y/o la $H_p(0,07)$, según el caso, con la exactitud requerida para todos los tipos de radiación que interesen. En la sección 8 figuran recomendaciones y orientaciones sobre el sistema de gestión de los proveedores de servicios de dosimetría.

7.4. Para controlar la exposición individual día a día, o durante una tarea particular, debería examinarse si es necesario el uso de dosímetros suplementarios de lectura directa (es decir, dosímetros activos). Los dosímetros de lectura directa pueden dar estimaciones de la dosis recibida por una persona con una frecuencia mayor que la que es posible en la dosimetría ordinaria típica, y proporcionar información sobre las tasas de dosis. Estos dosímetros pueden ser útiles para la optimización.

7.5. Aunque los dosímetros activos se emplean normalmente solo para los fines del control de dosis, también pueden utilizarse, previa aprobación del órgano regulador, en sustitución del dosímetro designado por este para el mantenimiento de registros (el dosímetro de registro). En tales casos, deberían aplicarse los mismos procedimientos de aprobación por el órgano regulador. El dosímetro

activo debería tener un diseño idóneo para su uso como dosímetro de registro, por ejemplo un rango de energías apropiado y una adecuada sensibilidad, linealidad, precisión y fiabilidad; además, deberán existir suficientes medidas de control de la calidad y procedimientos de calibración periódica. Habrá de tenerse en cuenta que los dosímetros activos (especialmente los electrónicos) no suelen dar buenos resultados en los campos de radiación pulsada. Esta debería ser una consideración importante, por ejemplo, para las mediciones de dosis en el cristalino, la $H_p(3)$, durante los procedimientos intervencionistas guiados por imágenes, en los usos médicos de la radiación. Las pruebas de funcionamiento de los dosímetros electrónicos en los campos pulsados de radiación ionizante deberían realizarse de conformidad con lo dispuesto en la referencia [45].

7.6. En la mayoría de los casos, el uso de un solo dosímetro en el torso será suficiente. Este dosímetro debería colocarse en la posición en que se prevea la máxima exposición en la superficie del torso. Cuando la radiación incida principalmente desde el frente, o cuando se prevea una incidencia isotrópica o con simetría rotacional, el dosímetro debería colocarse en la parte anterior del tronco, entre los hombros y la cintura. Por el contrario, si la radiación procede principalmente de atrás, el dosímetro debería llevarse en la espalda (véase el párrafo 7.121).

7.7. En un campo de radiación no homogéneo, puede ser útil que los trabajadores lleven dosímetros adicionales en otras partes del cuerpo para obtener una mejor evaluación de la dosis efectiva recibida. En algunas situaciones —por ejemplo, en los usos médicos de la radiación, en que puede utilizarse ropa protectora, como delantales plomados— es aconsejable llevar un dosímetro bajo la ropa protectora y otro en una parte no blindada del cuerpo. Las indicaciones de los dos dosímetros podrán luego combinarse utilizando los algoritmos adecuados para obtener una estimación de la dosis efectiva total. Hay muchos algoritmos disponibles y la exactitud depende de numerosos factores, como el espesor del delantal plomado, si es el caso, el empleo de un protector de tiroides y los parámetros de la exposición. Véase más información sobre el uso de estos algoritmos en las referencias [46 a 48].

7.8. Cuando un trabajador pueda recibir una dosis equivalente en las extremidades, la piel o el cristalino que represente una fracción importante del límite de dosis pertinente especificado en los párrafos 3.35 y 3.39, la dosimetría personal empleada debería ser capaz de proporcionar la información requerida para una evaluación de la dosis equivalente en el tejido u órgano interesado. En las situaciones de exposición no homogénea en que la monitorización de cuerpo entero no permita una estimación adecuada de la dosis en la piel, las extremidades

o el cristalino, estos tejidos y órganos deberían monitorizarse por separado. Por ejemplo:

- a) La monitorización de las manos y los dedos debería tomarse en consideración en los lugares de trabajo en que las extremidades estén particularmente cerca del emisor o el haz de radiación, como en los casos en que se manipulen fuentes radiactivas en la investigación, la medicina nuclear o las operaciones de desmantelamiento.
- b) La monitorización de las extremidades, incluidos los pies, debería tomarse en consideración en la cardiología o radiología intervencionistas y en los lugares de trabajo de la medicina nuclear.
- c) La monitorización de la piel debería utilizarse en los lugares de trabajo en que el emisor o el haz de radiación estén cerca de la piel, o en que esta pueda contaminarse, por ejemplo debido a la manipulación de fuentes no selladas.
- d) La monitorización del cristalino debería tomarse en consideración en los lugares de trabajo en que los ojos se encuentren particularmente cerca del emisor de radiación (que puede ser también una fuente de radiación dispersa) o del haz de radiación. Los trabajadores para los que la exposición del cristalino puede ser importante y exigir el uso de esa monitorización incluyen a personal del sector médico como el que trabaja en estrecha proximidad del paciente en los procedimientos intervencionistas guiados por imágenes, el que realiza ciertas actividades en la medicina nuclear, el que interviene en la braquiterapia manual o en las biopsias guiadas por tomografía computarizada, y los ingenieros de ciclotrones. Otros ejemplos de personas que podrían recibir dosis importantes en el cristalino son los trabajadores de instalaciones nucleares que participan en la fabricación de combustibles de óxidos mixtos, en estudios de laboratorio con cajas de guantes y en obras de clausura.

7.9. Cuando se utilicen dosímetros en las extremidades, deberían llevarse en posiciones que permitan medir la dosis en la zona del cuerpo en que se prevean los valores más altos. Con frecuencia, el lugar de la piel o de una extremidad en que se recibirá la dosis máxima no se conoce de antemano, o se conoce pero es poco práctico llevar un dosímetro en esa posición. En tales casos, deberá aplicarse un factor de corrección para estimar la dosis máxima [49].

7.10. Cuando sea necesario monitorizar la dosis en el cristalino, debería medirse, en lo posible, la dosis equivalente personal $H_p(3)$. Sin embargo, los dosímetros adecuados para la $H_p(3)$ aún no están muy difundidos y, en algunas circunstancias, la medición de la $H_p(0,07)$ o, a veces, la $H_p(10)$ puede proporcionar una

estimación suficientemente exacta de la $H_p(3)$ [11]. En la referencia [50] figura información más detallada a este respecto. La necesidad de un dosímetro aparte para el cristalino, y el lugar en que se coloque, dependerán del tipo, la energía, la dirección y la homogeneidad del campo de radiación, así como del blindaje que se utilice:

- a) Para la radiación neutrónica, en que los campos de radiación suelen ser homogéneos, la dosimetría específica del cristalino no es necesaria porque la monitorización de los neutrones en el cuerpo entero da por lo general una estimación prudente de la dosis en el cristalino, independientemente de la energía y la dirección de incidencia de la radiación (véanse el párrafo 246 de la referencia [9] y también el cuadro 1 de la referencia [51], en comparación con el cuadro A.41 de la referencia [9]).
- b) En el caso de la radiación fotónica, la dosimetría específica del cristalino es normalmente el único medio adecuado de determinar la dosis en este órgano:
 - i) Si el campo de radiación no es homogéneo, el dosímetro debería llevarse siempre cerca de los ojos, de ser posible en contacto con la piel y orientado hacia la fuente de radiación.
 - ii) Por lo general es aceptable medir la $H_p(0,07)$ pero no la $H_p(10)$ [11, 52]; sin embargo, la medición de la $H_p(10)$ puede ser aceptable si la energía media de los fotones es superior a unos 40 keV y si la radiación incide principalmente desde el frente o la persona se está moviendo en el campo de radiación [52].
 - iii) Si se utiliza un blindaje de los ojos con gafas plomadas, el dosímetro debería colocarse de preferencia detrás de ese blindaje; cuando ello no sea factible, el dosímetro se colocará por encima o cerca de los ojos, posiblemente cubierto por un filtro que simule la atenuación producida por las gafas plomadas.
 - iv) Si se emplea un blindaje del tronco (por ejemplo, un delantal plomado), será necesaria una monitorización cerca de los ojos, porque los valores obtenidos detrás del blindaje subestimarán la dosis en el cristalino.
- c) Para la radiación β , solo se requerirá monitorización si la energía máxima supera los 700 keV, ya que la radiación β de energía menor no penetra en el cristalino:
 - i) Si se utiliza un blindaje de los ojos (por ejemplo, gafas) de un espesor suficiente para absorber la radiación β ,¹⁶ solo deberá considerarse

¹⁶ Por ejemplo, alrededor de 10 mm de polimetilmetacrilato son suficientes para absorber la radiación β del ^{90}Y .

la radiación fotónica, pero teniendo en cuenta las contribuciones de la radiación de frenado (tanto delante como detrás del blindaje) producida por la radiación β de alta energía.

- ii) Si no se utiliza una protección adecuada de los ojos, se requerirá una dosimetría específica del cristalino, y la magnitud que debería medirse es la $H_p(3)$.
- iii) Dado que los campos de radiación β son, por lo general, bastante poco homogéneos, el dosímetro debería colocarse cerca de los ojos.

7.11. En el caso de algunas categorías de trabajadores, puede ser suficiente utilizar herramientas informáticas para estimar la dosis individual. Por ejemplo, los campos de radiación cósmica en las aeronaves son muy uniformes y previsibles. Se han desarrollado códigos informáticos para determinar las dosis que reciben las tripulaciones debido a la radiación cósmica, y las mediciones han validado los resultados (véase el párrafo 5.80).

7.12. El período de despliegue del dosímetro (período de monitorización) debería ser establecido por la administración sobre la base del asesoramiento, cuando proceda, de un experto cualificado o un oficial de protección radiológica y del proveedor de servicios de dosimetría. Habrá que tener en cuenta el tipo de trabajo de que se trate, la exposición prevista para realizarlo, las características de los dosímetros (por ejemplo, el grado de desvanecimiento), el límite global de detección del sistema dosimétrico y, en la medida que se apliquen, los requisitos adicionales que pueda haber establecido el órgano regulador. A menos que las exposiciones sean particularmente bajas o uniformes en el tiempo, debería utilizarse en general un período de monitorización de un mes. Cuando las características del dosímetro lo permitan, serán aceptables períodos de monitorización de hasta tres meses para las exposiciones que por lo general den lugar a dosis muy inferiores al límite de dosis pertinente. Un período de monitorización de entre una semana y un mes puede ser apropiado cuando la tasa de exposición sea muy poco uniforme. Los períodos de monitorización más breves, por ejemplo de una semana o incluso del tiempo que dure un procedimiento específico, pueden ser aconsejables cuando se establezcan nuevos procedimientos, se optimicen las condiciones de trabajo, o la posibilidad de exposición sea alta. Si se requiere una monitorización diaria, debería utilizarse un dosímetro de lectura directa.

Monitorización del lugar de trabajo

7.13. La selección de los sitios en que se monitorizará el lugar de trabajo y del número de instrumentos que se desplegarán con ese fin deberá efectuarse con

cuidado. Los sitios seleccionados deberían ser representativos de la ocupación por los trabajadores, determinada sobre la base de las actividades operacionales previstas. Si el campo de radiación está bien caracterizado, es uniforme en el espacio y no varía significativamente con el tiempo, debería examinarse si puede ser suficiente un número pequeño de instrumentos de monitorización del lugar de trabajo, o incluso uno solo. En cambio, si la tasa de dosis presenta variaciones importantes con el tiempo o en el espacio, se requerirá un número mayor de instrumentos. El uso de instrumentos portátiles puede ser de ayuda, a condición de que se mantenga una documentación de apoyo que indique el momento y lugar de cada medición.

7.14. La frecuencia de la monitorización rutinaria del lugar de trabajo debería depender del factor de ocupación y de los cambios previstos en el campo de radiación del entorno:

- a) Cuando no se prevean alteraciones sustanciales del blindaje protector o de los procesos ejecutados en el lugar de trabajo, la monitorización rutinaria debería ser solo esporádica, con fines de control.
- b) Cuando quepa prever cambios en el campo de radiación del lugar de trabajo pero no sea probable que sean rápidos o graves, la realización de controles periódicos u ocasionales, principalmente en sitios preestablecidos, dará por lo general un aviso suficiente y oportuno del deterioro de las condiciones.
- c) Cuando quepa prever aumentos repentinos e imprevistos de la exposición que puedan suponer una dosis importante para un trabajador, debería optarse por la monitorización continua de la exposición.
- d) Cuando las dosis individuales se vayan a evaluar sobre la base de los resultados de la monitorización rutinaria del lugar de trabajo, esa monitorización debería ser continua y representativa de todas las zonas de trabajo del lugar.

Elección del sistema de monitorización

Dosímetros personales

7.15. La selección de un dosímetro personal debería basarse en las condiciones imperantes en el lugar de trabajo, como el tipo de radiación y su distribución energética y direccional, el intervalo de dosis y de tasas de dosis previsto y las condiciones ambientales.

7.16. En particular, deberían utilizarse los siguientes tipos de dosímetro:

- a) Dosímetros de fotones, que solo dan información sobre la dosis equivalente personal $H_p(10)$.
- b) Dosímetros de radiación β y fotónica, que dan información sobre las dosis equivalentes personales $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$.
- c) Dosímetros de extremidades, que dan información sobre la $H_p(0,07)$ para la radiación β y fotónica.
- d) Dosímetros del cristalino, que dan información sobre la $H_p(3)$ o la $H_p(0,07)$ para la radiación β y fotónica (para los neutrones, si se están manipulando fuentes neutrónicas, la $H_p(10)$ puede proporcionar una estimación aproximada de la $H_p(3)$); los dosímetros diseñados específicamente para medir la $H_p(3)$ aún no muy difundidos (sin embargo, véase el párrafo 2.38).
- e) Dosímetros de neutrones, que dan información sobre la $H_p(10)$.

7.17. Para los campos de radiación en que solo deba considerarse la radiación fotónica, bastará, en general, con medir la $H_p(10)$. Por consiguiente, un dosímetro simple será adecuado en la mayoría de las situaciones prácticas. Para una amplia gama de energías fotónicas, podrán utilizarse dosímetros termoluminiscentes, dosímetros de luminiscencia estimulada ópticamente, dosímetros fotoluminiscentes de vidrio o placas de película, a condición de que tengan una dependencia angular y energética adecuada. Además, hay muchos dosímetros activos (o semiactivos, como el dosímetro de ‘almacenamiento directo de iones’) que miden de manera fiable la $H_p(10)$.

7.18. El valor de la $H_p(10)$ puede estimarse utilizando un único detector con una dependencia energética tal, que la señal de salida sea aceptablemente proporcional a la dosis absorbida en el tejido (es decir, que sea equivalente al tejido), cubierto con un material de un espesor correspondiente al de 10 mm de tejido blando. Este dosímetro debería responder a la radiación retrodispersada por el cuerpo. Si el detector no es aceptablemente equivalente al tejido, deberían emplearse múltiples detectores, combinando luego los resultados de las mediciones con un algoritmo adecuado.

7.19. En muchos casos, la medición de la $H_p(10)$ es suficiente para evaluar la exposición del trabajador. Sin embargo, si el campo de radiación contiene cantidades importantes de radiación poco penetrante (como partículas β , o fotones de energía inferior a 15 keV), la $H_p(0,07)$ puede ser comparable, o considerablemente superior, a la $H_p(10)$. En estos campos, el dosímetro debería ser capaz de medir la dosis equivalente personal a una profundidad de 0,07 mm.

7.20. Para medir la $H_p(0,07)$ puede ser suficiente un dosímetro simple de un único elemento. A fin de obtener la máxima exactitud en las mediciones de la radiación β de baja energía, el detector debería ser delgado y estar dotado de un filtro sustitutivo del tejido de un espesor tal, que permita evaluar la dosis a una profundidad nominal de 7 mg/cm^2 (o $0,07 \text{ mm}$).¹⁷ Por ejemplo, una medición efectuada con un detector de material equivalente al tejido de un espesor de 5 mg/cm^2 , correspondiente a un espesor efectivo de 3 mg/cm^2 , bajo un filtro equivalente al tejido de un espesor de aproximadamente 4 mg/cm^2 , sería suficiente.

7.21. En la selección y el uso de los dosímetros de extremidades deberían tenerse en cuenta algunas consideraciones prácticas relacionadas con las personas que los deban llevar. Por ejemplo, la dosis cutánea máxima de las manos suele encontrarse en las yemas de los dedos, pero para algunos grupos de trabajadores puede ser difícil llevar dosímetros en los dedos, especialmente en la punta. Además, no siempre se sabe de antemano dónde se acumulará la dosis cutánea máxima. También puede haber problemas relacionados con la necesidad de esterilización, o con la necesidad de utilizar guantes encima de los dosímetros. Los dosímetros pueden causar asimismo problemas de contaminación. En estas situaciones, los diseños y tamaños posibles del dosímetro estarán muy limitados. Si no se dispone de un dosímetro apropiado, habrá que encontrar una solución pragmática (por ejemplo, el uso de un dosímetro en la base del dedo, en lugar de la punta) y aplicar los factores de corrección que sean necesarios.

7.22. La mayoría de los tipos de dosímetro de neutrones no proporcionan información sobre las dosis equivalentes personales debidas a la radiación neutrónica con una exactitud suficiente en todo el intervalo de energías de interés. Cuando sea necesaria la monitorización individual de los neutrones, habrá que desplegar un esfuerzo adicional. Dado que en los campos de neutrones siempre hay radiación γ , debería llevarse en todo momento un dosímetro de fotones junto con el de neutrones. En algunos campos neutrónicos se han observado variaciones de órdenes de magnitud en la relación entre las dosis equivalentes personales debidas a la radiación neutrónica y a la radiación γ . Por consiguiente, las dosis equivalentes personales causadas por la radiación neutrónica no pueden deducirse con suficiente exactitud a partir de las mediciones de la dosis

¹⁷ Al hablar de la medición y los efectos de la radiación β , el 'espesor' del material se expresa a menudo en unidades de miligramos por centímetro cuadrado para permitir la comparación directa entre materiales de diferentes densidades. En el material equivalente al tejido, la densidad es de 1 g/cm^3 , por lo que 7 mg/cm^2 corresponden a una profundidad de $0,07 \text{ mm}$.

equivalente personal causada por la radiación γ presuponiendo una relación constante de estas dos magnitudes en un lugar de trabajo dado.

7.23. Las dosis recibidas a raíz de la exposición causada por neutrones térmicos, intermedios y rápidos pueden evaluarse con dosímetros de distintos tipos, por ejemplo, un dosímetro de albedo, un detector de grabado de trazas, un detector de burbuja o un dosímetro electrónico. Sin embargo, cada tipo de dosímetro de neutrones tiene sus propias limitaciones específicas en lo que respecta al intervalo de energías neutrónicas, la sensibilidad, la utilidad práctica y la sensibilidad a los fotones. Por lo tanto, la elección de un sistema de dosimetría de neutrones no es sencilla y dependerá de numerosos aspectos prácticos.

7.24. Una limitación importante de los sistemas de dosimetría neutrónica existentes es la dependencia energética. Ningún dosímetro de neutrones puede medir al mismo tiempo los neutrones térmicos, intermedios y rápidos con la misma exactitud que se obtiene en la medición de la radiación fotónica con los dosímetros de fotones. Por lo tanto, cuando la dosis causada por los neutrones sea sustancial, deberá realizarse un estudio más detallado del espectro neutrónico en el lugar de trabajo. Esta información permitirá aplicar un factor de corrección basado en la energía local a los valores indicados por el dosímetro. Ese factor de corrección podría depender en medida considerable de la distribución direccional del campo de neutrones.

7.25. Para seleccionar el dosímetro que se utilizará en un campo de radiación particular, puede ser necesario aplicar un factor de normalización, a fin de reducir al mínimo las incertidumbres en la medición de la $H_p(10)$ y en la estimación de la dosis efectiva.

7.26. Hay situaciones en que el campo de radiación experimentado por el trabajador puede aumentar de manera imprevista e importante (por ejemplo, en un factor de diez). Para el control de las dosis en esas situaciones, deberían llevarse dosímetros adicionales que puedan dar información inmediata sobre los cambios de breve duración en el campo de radiación del entorno de trabajo. Un ejemplo de un dosímetro de ese tipo es el dosímetro activo de alerta, que emite una alarma visual o sonora cuando se supera un determinado nivel de dosis o de tasa de dosis.

7.27. Para las operaciones de corta duración en campos de radiación alta, deberían diseñarse programas de monitorización especiales que incluyan el uso de dispositivos de alerta activos. En los campos de radiación muy desiguales, se requerirán dosímetros adicionales en el cuerpo y las extremidades (por ejemplo,

en los dedos, los tobillos, las rodillas o la cabeza). Ya existen dosímetros activos para la monitorización de las extremidades.

7.28. En el apéndice II figura más información sobre los sistemas de monitorización personal para la evaluación de la exposición externa.

Sistemas e instrumentos de monitorización del lugar de trabajo

7.29. Un instrumento de monitorización del lugar de trabajo debería ser adecuado al fin que se persiga. Habrá que tener cuidado de verificar que el instrumento sea apropiado para el tipo de radiación que se deba medir, y de que sus resultados no se vean seriamente afectados por otros tipos de radiación que puedan estar presentes.

7.30. En general, un instrumento de monitorización de la tasa de dosis en el lugar de trabajo debería tener las siguientes características:

- a) El instrumento debe medir la tasa de dosis equivalente, aunque en algunos casos deberían tomarse en consideración otras funciones, como el cálculo de la dosis acumulada o el tiempo restante de ocupación segura.
- b) El rango de tasas de dosis medido por el instrumento debe cubrir todo el intervalo de tasas de dosis que quepa razonablemente prever en la práctica.
- c) Si la exposición supera la escala del monitor, la indicación debería mantenerse en la zona alta y fuera de rango.

7.31. En las zonas en que la posibilidad de un aumento repentino e imprevisto de la exposición exija la monitorización continua del lugar de trabajo (véase el párrafo 7.14 c)), los instrumentos de monitorización deberían estar instalados de forma permanente y dotados de las alarmas visuales y/o sonoras adecuadas para dar la alerta cuando las condiciones sean inaceptables. La indicación puede ser enviada a una sala de control, si procede, para una respuesta inmediata.

7.32. Para los campos mixtos de radiación β y γ en que las contribuciones relativas de ambos tipos de radiación a la tasa de dosis equivalente puedan cambiar sustancialmente como consecuencia de modificaciones menores en las operaciones, debería examinarse si es necesario utilizar dos tipos de instrumento. La alternativa es emplear uno solo, que tendrá entonces que ser capaz de medir tanto la dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ como la dosis equivalente direccional $H'(0,07, \Omega)$.

7.33. La monitorización del lugar de trabajo puede efectuarse también con dosímetros pasivos, que ofrecen un intervalo analítico amplio. Sin embargo, en general, estos dosímetros no son ideales para las aplicaciones de evaluación de dosis, especialmente si las tasas de dosis presentan variaciones importantes en el tiempo, porque no dan ninguna información sobre la dependencia temporal del campo de radiación.

7.34. Los espectrómetros pueden ser un suplemento útil de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo, y son necesarios cuando la información sobre el espectro de radiación puede ayudar a confirmar el buen funcionamiento de esos instrumentos.

7.35. Aunque es posible utilizar la monitorización del lugar de trabajo con detectores colocados en lugares apropiados para estimar la dosis en el cristalino, no existe actualmente ningún instrumento de monitorización del lugar de trabajo que mida la dosis equivalente direccional $H'(3, \Omega)$; por consiguiente, habrá que tener especial cuidado al seleccionar los instrumentos que se utilicen en su lugar. Las consideraciones pertinentes a este respecto son las mismas que se aplican a la medición de la dosis equivalente personal $H_p(3)$ (véase el párrafo 7.10).

7.36. La medición de los campos de radiación cósmica a bordo de las aeronaves de pasajeros se describe en las referencias [53 a 55]. En la actualidad, esas mediciones ya no se realizan de forma sistemática para los fines de la evaluación de la exposición, porque está demostrado que las dosis recibidas por las tripulaciones pueden calcularse de manera fidedigna utilizando códigos informáticos, con las rutas de vuelo y las altitudes como datos de entrada (véanse los párrafos 5.80 y 7.11). Cuando se precisen esas mediciones por un motivo especial, deberían utilizarse instrumentos que midan la dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ [38]. Para ello se requieren instrumentos sensibles a los neutrones y a la radiación de baja transferencia lineal de energía. Algunos instrumentos, como los contadores proporcionales de material equivalente al tejido, los espectrómetros de transferencia lineal de energía con semiconductores de silicio y las cámaras de ionización y recombinación, son capaces de medir los componentes de las dosis correspondientes a la radiación de transferencia lineal de energía alta y baja. Por este motivo, estos instrumentos, en particular el contador proporcional de material equivalente al tejido, han sido propuestos como instrumentos de referencia para las mediciones de la radiación cósmica. Otra opción consiste en dividir el campo, a los fines de la dosimetría, en un componente correspondiente a las partículas de baja transferencia lineal de energía (≤ 5 keV/ μ m) y otro correspondiente a las de alta transferencia lineal de energía (> 5 a 10 keV/ μ m), o bien en dos componentes ligeramente diferentes, el no neutrónico y el neutrónico,

que incluye la contribución de los protones de alta energía a la tasa de dosis equivalente. El depósito de las partículas de baja transferencia lineal de energía puede determinarse utilizando cámaras de ionización, contadores de centelleo, detectores a base de silicio, detectores de luminiscencia pasivos o dispositivos de almacenamiento de iones. El componente de alta transferencia lineal de energía puede medirse con detectores de neutrones especiales (que respondan a un intervalo de energías ampliado), detectores de grabado de trazas pasivos, detectores de burbuja (detectores de gotas sobrecalentadas) o láminas de fisión con detectores de trazas.

7.37. En principio, los dosímetros personales no son adecuados para la monitorización del lugar de trabajo, porque las magnitudes medidas son diferentes. En la monitorización del lugar de trabajo, la magnitud de la dosis equivalente está definida como cantidad libre en aire, y el coeficiente de conversión del kerma en aire no depende en modo alguno del ángulo de incidencia de la radiación. En la monitorización personal, la magnitud está definida en un maniquí, y el coeficiente de conversión tiene una fuerte dependencia del ángulo de incidencia de la radiación, especialmente en las energías bajas. Cuando haya motivos convincentes para utilizar un dosímetro personal en la monitorización del lugar de trabajo, por ejemplo instalándolo en una pared de una zona controlada, este uso debería acompañarse, como mínimo, de un cuidadoso examen de la incertidumbre adicional generada. Los resultados de una prueba tipo de medición de la $H^*(10)$ permitirán estimar esta incertidumbre (véanse los párrafos 7.94 y 7.95).

7.38. En el apéndice III figura más información sobre los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo para evaluar la exposición externa.

Especificaciones del equipo de monitorización

Dosímetros personales

7.39. Las especificaciones funcionales esenciales de los dosímetros personales deberían corresponder a los objetivos de la monitorización individual. Diversas publicaciones, entre ellas las referencias [9, 56 a 61], ofrecen información sobre las especificaciones del funcionamiento de los dosímetros.

7.40. Un objetivo básico de la dosimetría personal es proporcionar una medición fiable de las magnitudes operacionales $H_p(10)$, $H_p(3)$ y $H_p(0,07)$ en casi todas las situaciones prácticas, independientemente del tipo, la energía y la dirección de incidencia de la radiación y con una exactitud global prescrita. Otras

características de los dosímetros que deberían tenerse en cuenta desde el punto de vista práctico son el tamaño, la forma y el peso, y su identificación.

7.41. La exactitud que cabe esperar en las mediciones con dosímetros personales en el lugar de trabajo se describe en el párrafo 251 de la referencia [56], que dice lo siguiente:

“La Comisión ha observado que, en la práctica, es posible normalmente lograr una exactitud del orden del 10 %, con un nivel de confianza del 95 %, en las mediciones de campos de radiación en buenas condiciones de laboratorio (párrafo 271, Publicación 60 [15]). En el lugar de trabajo, donde generalmente no se conocen bien ni el espectro energético ni la orientación del campo de radiación, las incertidumbres de una medición hecha con un dosímetro personal serán significativamente mayores. La no uniformidad y la orientación incierta del campo introducirán errores en el uso de los modelos tipo. La incertidumbre global, al nivel de confianza del 95 %, en la estimación de la dosis efectiva en torno al límite de dosis pertinente puede fácilmente ser de un factor de 1,5 en ambas direcciones para los fotones, y bastante más alta para los neutrones de energía desconocida y los electrones. También son inevitables las incertidumbres mayores en los niveles bajos de dosis efectiva para todos los tipos de radiación”.

En rigor, esta declaración se aplica a la evaluación de la dosis efectiva y de la dosis equivalente, pero, para las dosis inferiores al límite de dosis anual pertinente, puede aplicarse también a las magnitudes operacionales.

7.42. La declaración de la ICRP citada en el párrafo 7.41 debería interpretarse en el sentido de que, en los niveles del orden de los límites de dosis anuales, las dosis anuales aparentes recibidas por una persona —la $H_p(10)$, la $H_p(3)$ y la $H_p(0,07)$, indicadas por una serie de dosímetros básicos expedidos regularmente durante el año y llevados en la superficie del cuerpo— no deberían diferenciarse en más de -33% o $+50\%$ (al nivel de confianza del 95 %) de las dosis personales equivalentes que indicaría un dosímetro ideal colocado en el mismo lugar en los mismos momentos.

7.43. Para las mediciones aisladas de las magnitudes operacionales, la ICRU [58] señala que:

“en la mayoría de los casos, una incertidumbre global de una desviación típica del 30 % debería ser aceptable. ... el error de los instrumentos

puede superar sustancialmente este límite a algunas energías y para ciertos ángulos de incidencia, pero se mantendrá dentro de él cuando se trate de un campo de radiación con un amplio espectro de energías y una amplia distribución angular”.

7.44. Con respecto a la determinación de un valor para el nivel de registro (es decir, de la dosis por encima de la cual se requiere el registro), la ICRP señala en el párrafo 232 de la referencia [56] que:

“La Comisión considera ahora que el nivel de registro para la monitorización individual debería deducirse de la duración del período de monitorización y de una dosis efectiva anual no inferior a 1 mSv, o una dosis equivalente anual de alrededor del 10 % del límite de dosis aplicable”.

Las dosis que estén justo por debajo de este nivel de registro no se incluirán en las evaluaciones de las dosis del trabajador, lo que indica que será aceptable una incertidumbre absoluta R (en términos de la dosis), en que R esté dada por:

$$R = L \cdot \frac{\text{(período de monitorización (meses))}}{12} \quad (24)$$

En esta fórmula, L es 1 mSv o el 10 % del límite de dosis equivalente anual aplicable, según proceda. Esto establece un criterio de exactitud realista para la medición de las dosis en el intervalo de las dosis bajas. Por consiguiente, el nivel mínimo de detección debería ser por lo menos equivalente al nivel de registro. En la referencia [62] figuran orientaciones sobre los niveles mínimos de detección y otros parámetros característicos de la medición de la radiación.

7.45. Así pues, las recomendaciones de la ICRP en la referencia [56] indican los niveles aceptables de incertidumbre en dos regiones de las dosis:

- a) En la región cercana al límite de dosis pertinente, se considera aceptable un factor de 1,5 en ambas direcciones.
- b) En la región del nivel de registro, está implícita una incertidumbre aceptable de ± 100 %.

7.46. Esta formulación de las incertidumbres aceptables conduce a una función escalonada, por lo que convendrá tener un procedimiento de suavización. Como ayuda para este procedimiento, se recuerda una recomendación sobre las incertidumbres aceptables en el intervalo de dosis intermedias formulada en una publicación anterior de la ICRP [63]. Esta publicación señala que un factor de

dos en ambas direcciones es una incertidumbre aceptable para las dosis del orden de una quinta parte del límite de dosis pertinente. Sobre la base de este criterio, el intervalo de exactitud permisible puede expresarse como una función suavizada del nivel de dosis [64]. El límite superior R_{LS} está dado por la ecuación:

$$R_{LS} = 1,5 \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad (25)$$

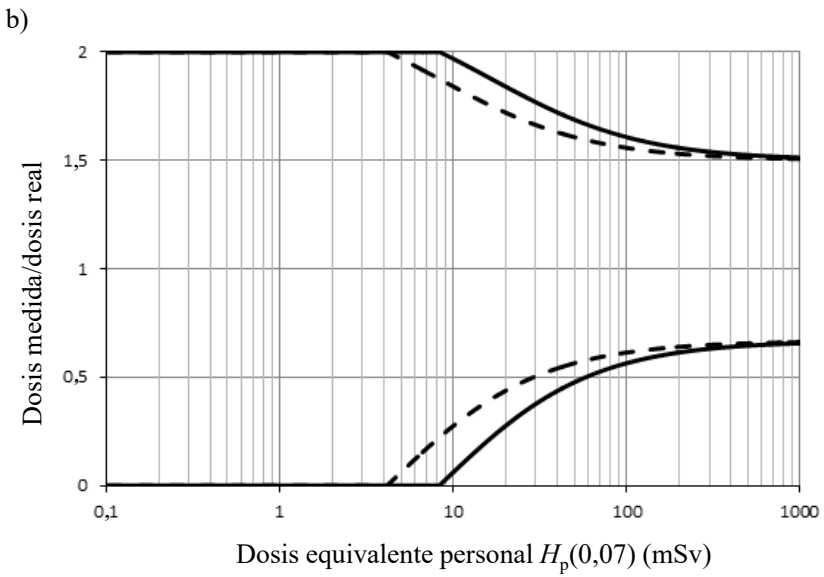
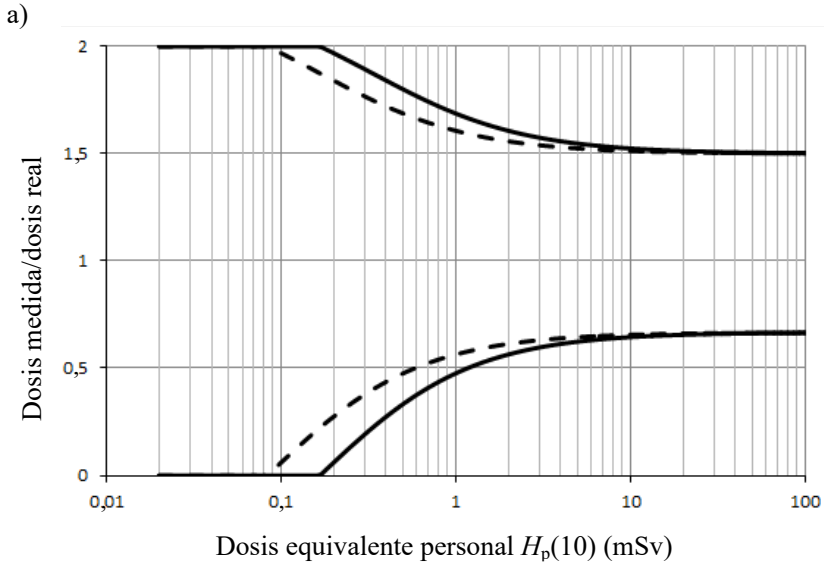
donde H_1 es la dosis real convencional y H_0 es la dosis más baja que es necesario medir (es decir, el nivel de registro, igual a R en la ecuación (24)). El límite inferior R_{LI} está dado por la ecuación:

$$R_{LI} = \begin{cases} 0 & \text{para } H_1 \leq H_0 \\ 1,5 \left(1 - \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{para } H_1 \geq H_0 \end{cases} \quad (26)$$

7.47. Para la $H_p(10)$, con un período de monitorización de 1 mes, H_0 es 0,08 mSv (utilizando 1 mSv en la ecuación (24)). Para la $H_p(0,07)$, con un período de monitorización de 1 mes, H_0 es 4,2 mSv (utilizando el 10 % del límite anual de 500 mSv para las extremidades o la piel). Para la $H_p(3)$, con un período de monitorización de 1 mes, H_0 es 0,17 mSv (utilizando el 10 % del límite anual de 20 mSv para el cristalino). Estos niveles de registro dependen, naturalmente, de los períodos de monitorización. Los intervalos de exactitud de la $H_p(10)$ y la $H_p(0,07)$, las magnitudes de uso más común, se presentan gráficamente en la figura 4. Obsérvese que cualquier cambio en el valor del nivel de registro influirá en la forma de la curva en embudo en la región de las dosis bajas.

7.48. Los criterios funcionales presentados en estos párrafos deberían utilizarse para demostrar el cumplimiento de las recomendaciones de la ICRP [56] con respecto a la exactitud global. Sin embargo, está claro que los requisitos nacionales pueden exigir la adopción de otros criterios, que podrían ser más estrictos o tener un rigor matemático mayor, a los efectos de la acreditación y de las pruebas de funcionamiento.

7.49. Para las dosis en las extremidades causadas por la exposición a electrones o positrones de baja energía, la exactitud requerida es alcanzable con algunos diseños de dosímetros, pero puede haber dificultades, relacionadas principalmente con el espesor del detector y/o la cobertura.



Nota: Líneas discontinuas: períodos de monitorización de 1 mes; líneas continuas: períodos de monitorización de 2 meses.

Fig. 4. Límites superiores e inferiores aceptables para la relación entre la dosis medida y la dosis real convencional como función de la dosis a una profundidad de a) 10 mm y b) 0,07 mm.

7.50. Los exámenes de las características de respuesta de los dosímetros personales de neutrones en uso, así como los resultados de las intercomparaciones, indican que hay ciertamente dificultades para cumplir los criterios de exactitud en las mediciones de las dosis causadas por neutrones. Incluso con un criterio del 50 %, podría ser imposible, con los diseños de dosímetro existentes en la actualidad, cumplir el criterio para todo el espectro de energías neutrónicas que pueden darse en el lugar de trabajo. Sin embargo, las energías neutrónicas que generan las mayores dificultades hacen por lo general contribuciones pequeñas a la dosis total. Por lo tanto, en la práctica, debería ser posible alcanzar una incertidumbre típica combinada del 50 % en las mediciones aisladas de los campos reales de los lugares de trabajo. El uso de un factor de corrección específico para el campo del lugar de trabajo debería permitir alcanzar una incertidumbre global no superior a un factor de 1,5 en la evaluación de la dosis efectiva anual.

7.51. Cuando el campo externo tiene un componente fotónico y un componente neutrónico, la incertidumbre global se deduce de las incertidumbres de las dos evaluaciones o mediciones. Si el componente fotónico es mayor, como ocurre normalmente, habrá lugar para una mayor incertidumbre en el componente neutrónico, sin que se incumpla el criterio general para la dosis total. Normalmente deberán incluirse también las contribuciones procedentes de las incorporaciones de radionucleidos. Para estas contribuciones, las incertidumbres combinadas pueden ser considerablemente superiores al 50 %.

7.52. El conocimiento de los espectros energético y angular del campo del lugar de trabajo permite reducir la incertidumbre de una evaluación de dosis aplicando factores de corrección y/o normalización. Estos factores pueden determinarse mediante calibraciones realizadas dentro del campo, o con ayuda de información sobre las características del campo del lugar de trabajo, combinada con las características de dependencia energética y angular del dosímetro.

7.53. La determinación detallada de las distribuciones energética y direccional de la radiación solo puede ser realizada por expertos con equipo especializado. Por lo tanto, estas mediciones pueden llevar tiempo y ser caras. Si es así, puede utilizarse otro método, consistente en comparar las indicaciones del dosímetro de la monitorización rutinaria con los valores obtenidos mediante dispositivos especializados colocados en un maniquí; estos dispositivos darán una mejor determinación de las magnitudes operacionales, pero en general no son adecuados para el uso rutinario. La colocación de múltiples dosímetros en un mismo maniquí permitirá simular la rotación del trabajador.

7.54. La determinación de los factores de corrección específicos del campo debería correr a cargo del empleador, y realizarse en consulta con el oficial de protección radiológica o el experto cualificado, o con el servicio de dosimetría, según proceda, utilizando la información sobre las características del dosímetro proporcionada por este servicio.

7.55. Además de los criterios numéricos para el funcionamiento de los dosímetros personales, deberían tenerse en cuenta los criterios relativos a su uso en la práctica y los factores económicos. Estos criterios comprenden, entre otras cosas:

- a) el bajo costo;
- b) el bajo peso, la idoneidad del tamaño y la forma, y la comodidad y seguridad de los medios de fijación;
- c) la adecuada resistencia mecánica y estanqueidad al polvo;
- d) la identificación inequívoca;
- e) la facilidad de manipulación;
- f) la fiabilidad de los sistemas de lectura;
- g) la confianza en que el proveedor seguirá suministrando los dosímetros por largo tiempo;
- h) la adaptabilidad a diversas aplicaciones (por ejemplo, la medición de dosis en el cuerpo y en las extremidades);
- i) la disponibilidad de servicios de calibración, y la facilidad de esta operación;
- j) la idoneidad para el procesamiento automático.

7.56. En el caso de la dosimetría de extremidades, debería prestarse particular atención a la resistencia mecánica de los dosímetros, así como a su resistencia a la temperatura y la humedad, porque estos dosímetros se emplearán a menudo en entornos de trabajo anormales.

Instrumentos de monitorización del lugar de trabajo

7.57. Los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo utilizados en la evaluación de dosis deberían calibrarse para las magnitudes operacionales $H^*(10)$ y $H'(0,07, \Omega)$. Deberán funcionar dentro de los criterios prescritos para la exactitud global, teniendo en cuenta la dependencia de la energía y la dirección de incidencia de la radiación, la temperatura, la interferencia de radiofrecuencia y otras magnitudes que pudieran influir. Al igual que en los dosímetros personales, deberían tenerse especialmente en cuenta las dependencias energética y direccional de la respuesta.

7.58. De conformidad con las recomendaciones de la ICRU (véase el párrafo 7.43) sobre el valor aceptable de la incertidumbre para las mediciones aisladas de las magnitudes operacionales en la monitorización individual, una incertidumbre global de una desviación típica del 30 % será apropiada y debería utilizarse para los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo. Este valor debería aplicarse a los resultados en condiciones de laboratorio (condiciones de prueba estándar), y podría no ser alcanzable en las condiciones operacionales normales.

7.59. Además de la respuesta a la energía y al ángulo de incidencia, varios factores pueden influir en la exactitud y fiabilidad de las mediciones. Entre otros, deberían evaluarse los siguientes:

- a) resistencia a los golpes y a la vibración;
- b) independencia de la respuesta respecto de la presión atmosférica;
- c) estanqueidad al polvo;
- d) resistencia al agua;
- e) independencia de la respuesta respecto de la tasa de dosis;
- f) corrección de la respuesta en los campos pulsados (si se aplica);
- g) insensibilidad a los campos eléctricos y magnéticos;
- h) estabilidad en condiciones de temperatura y humedad extremas;
- i) insensibilidad a los tipos de radiación que no se estén midiendo;
- j) tiempo de respuesta;
- k) estabilidad de la respuesta en el tiempo (desviación mínima);
- l) sensibilidad y coeficiente de variación.

7.60. Otras características de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo que deberían tomarse en consideración, según proceda, son el peso, el costo, la facilidad de manipulación y de lectura, y la necesidad de un servicio de mantenimiento y apoyo continuo y fiable.

7.61. En algunas actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural, como la minería y la producción de petróleo y gas, las condiciones pueden ser particularmente difíciles. Los instrumentos para la monitorización de esos lugares de trabajo deberían tener un diseño y una fabricación que les confiera la robustez requerida. También puede existir el riesgo de atmósferas inflamables. Para estas aplicaciones, los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo deberían tener un diseño y una fabricación que cumplan los requisitos de seguridad intrínseca. Esto limitará la elección al escoger el instrumento adecuado, ya que la mayoría no cumple esos requisitos de seguridad.

Estimación de las incertidumbres

7.62. La determinación de la incertidumbre en la medición es la base para cuantificar la exactitud de los resultados obtenidos. El Comité Conjunto de Guías en Metrología ha publicado orientaciones internacionales sobre los aspectos metroológicos de la dosimetría.¹⁸ Los dos documentos de referencia fundamentales son las publicaciones tituladas *International Vocabulary of Metrology: Basic and General Concepts and Associated Terms* [65] y *Evaluation of Measurement Data: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement* [66]. Las referencias [60, 67 a 73] también ofrecen orientaciones sobre las incertidumbres en las mediciones.

7.63. Para evaluar la incertidumbre, deberían utilizarse todos los conocimientos que la experiencia o las pruebas tipo hayan aportado sobre el dosímetro y su sistema de evaluación (por ejemplo, el lector de dosímetro termoluminiscente, el densitómetro o el sistema de recuento de trazas) o sobre el instrumento de monitorización del lugar de trabajo (véanse los párrafos 7.72 a 7.81, 7.94 y 7.95), posiblemente en combinación con la información facilitada por el cliente, por ejemplo sobre las condiciones locales de exposición y de almacenamiento.

7.64. Para la evaluación de la incertidumbre debería utilizarse un modelo matemático del sistema de dosimetría. Este modelo puede expresarse como sigue:

$$Y = f(X_1, X_2, \dots) = f(X) \quad (27)$$

donde Y es la magnitud medida o de salida, por ejemplo, la $H_p(10)$, y X es una matriz que contiene los datos de entrada y las magnitudes que influyen en el sistema de medición. La evaluación de la incertidumbre consistirá, pues, en dos etapas: la etapa de formulación y la etapa de cálculo.

7.65. La etapa de formulación comprende:

¹⁸ El Comité Conjunto de Guías en Metrología está compuesto por representantes de la Comisión Electrotécnica Internacional (IEC), la Cooperación Internacional de Acreditación de Laboratorios, la Federación Internacional de Química Clínica y de Medicina de Laboratorio, la Oficina Internacional de Pesas y Medidas, la Organización Internacional de Metrología Legal, la Organización Internacional de Normalización, la Unión Internacional de Física Pura y Aplicada, y la Unión Internacional de Química Pura y Aplicada.

- a) La definición de la magnitud de salida Y .
- b) La determinación de las magnitudes de entrada de la matriz X . Estas son todas las magnitudes que afectan al valor de la magnitud de salida, es decir, en este caso, las características del campo de radiación. Las magnitudes de entrada típicas incluyen lo siguiente:
 - i) la tasa de dosis, la energía y el ángulo de incidencia;
 - ii) las características del sistema de medición (por ejemplo, la sensibilidad en función de la energía y el ángulo, el desvanecimiento del dosímetro y las características de su sistema de evaluación, como la temperatura del revelador y la sensibilidad del lector);
 - iii) las características del sistema de calibración;
 - iv) la dosis causada por la exposición a la radiación de fondo natural, que deberá sustraerse (véanse los párrafos 7.128 a 7.132).
- c) La elaboración de un modelo que relacione las magnitudes de entrada con la de salida. En la mayoría de los casos, el modelo ya está disponible y consiste en el algoritmo utilizado habitualmente para calcular la dosis a partir de la densidad radiográfica o de la producción de luz de detección de trazas, con numerosos parámetros tales como factores o coeficientes de calibración y normalización.
- d) La asignación de una función de densidad de probabilidad a cada una de las magnitudes de entrada. Esta asignación se efectúa utilizando toda la información disponible sobre el sistema dosimétrico y las condiciones de medición.

7.66. En la evaluación de la incertidumbre de ‘tipo A’, la asignación de las funciones de densidad de probabilidad se basa en análisis estadísticos. La incertidumbre típica de una evaluación de tipo A, con la desviación típica correspondiente, se determina a partir de una serie de mediciones. Son ejemplos de parámetros con incertidumbres de tipo A:

- a) las mediciones de la densidad radiográfica o de la producción de luz de un lector de dosímetro termoluminiscente;
- b) la señal en blanco del sistema de lectura;
- c) la sensibilidad de los detectores personales.

7.67. Para muchas de las otras magnitudes de entrada, debería aplicarse una evaluación de ‘tipo B’, que se basa en un juicio científico de la incertidumbre. Las incertidumbres de tipo B son las que no pueden reducirse repitiendo las mediciones. Los siguientes elementos se consideran normalmente fuentes de incertidumbre de tipo B:

- a) características del campo al que se exponen los dosímetros;
- b) dependencia energética y angular del dosímetro;
- c) no linealidad de la respuesta;
- d) desvanecimiento, y dependencia de la temperatura y humedad ambientales;
- e) efectos debidos a la exposición a la luz;
- f) efectos debidos a la exposición a radiación ionizante de tipos distintos del que se pretende medir con el dosímetro;
- g) efectos de choques mecánicos;
- h) errores de calibración;
- i) variación en la radiación de fondo natural local.

7.68. La etapa de cálculo consiste en la propagación de las funciones de densidad de las magnitudes de entrada a través del modelo de medición $Y = f(X)$ hasta obtener una función de densidad de la salida. A partir de esta función de densidad deberían calcularse las siguientes magnitudes estadísticas:

- a) el valor previsto, que es el valor central de la función de densidad de probabilidad, tomado como estimación y de la dosis Y ;
- b) la desviación típica, que se considera la incertidumbre combinada de $u_c(y)$ en la dosis Y ;
- c) un intervalo de cobertura que contenga Y con una probabilidad especificada.

7.69. Si se piensa que la función de densidad de probabilidad de la dosis Y tiene una distribución gaussiana (normal), una desviación típica a cada lado de la media corresponderá a un límite de confianza de aproximadamente el 68 %. Por consiguiente, a menudo es necesario multiplicar la incertidumbre típica combinada por un factor apropiado, el factor de cobertura k , para obtener una incertidumbre ampliada (o incertidumbre global). El factor de cobertura tendrá típicamente un valor de dos o tres, correspondiente a límites de confianza de alrededor del 95 % y el 99 %, respectivamente. El valor numérico del factor de cobertura debería estar claramente indicado.

7.70. Para la etapa de cálculo se dispone esencialmente de dos métodos:

- a) el marco basado en la ley de propagación de incertidumbres y el teorema del límite central [66];
- b) el método de Monte Carlo, que utiliza el muestreo estadístico de las funciones de densidad de probabilidad de las magnitudes de entrada para evaluar la integral de convolución de esas funciones [69].

7.71. Desde el punto de vista de la metrología de las radiaciones, no tiene sentido comunicar una dosis con más detalle que el que permite la incertidumbre típica. Así, por ejemplo, en sistemas con una incertidumbre típica inferior a 0,1 mSv en las dosis bajas, las dosis podrán comunicarse en intervalos de 0,01 mSv. En sistemas con una incertidumbre típica mayor, las dosis se podrán comunicar en intervalos de 0,1 mSv.

Pruebas de los sistemas de dosimetría personal

Pruebas tipo

7.72. Las pruebas tipo de un sistema dosimétrico para la exposición externa incluyen la puesta a prueba de las características de funcionamiento del sistema como un todo en un conjunto de condiciones de irradiación y almacenamiento. En particular, deberían cuantificarse las fuentes de incertidumbre analizadas en los párrafos 7.64 a 7.67, lo que requiere principalmente la investigación de la variación de la respuesta del dosímetro con la energía y la dirección de incidencia del haz de radiación. Sin embargo, también incluye la consideración de otras características dosimétricas, tales como la linealidad de la respuesta, el intervalo de dosis mensurables, la capacidad del sistema de funcionar satisfactoriamente en un rango razonable de condiciones de temperatura y humedad, y su capacidad de responder adecuadamente a tasas de dosis altas y en campos de radiación pulsantes. Además, las pruebas tipo comprenden pruebas de carácter más general, como la capacidad del sistema de funcionar satisfactoriamente en un abanico razonable de campos eléctricos y magnéticos, y su capacidad de soportar vibraciones y choques mecánicos. Las pruebas no se aplican solo al propio dosímetro, sino al sistema completo, incluido el equipo de lectura.

7.73. El resultado de una prueba tipo debería ser una descripción detallada de todas las propiedades de un determinado tipo de dosímetro. Esos resultados deberán analizarse desde el punto de vista de los criterios de funcionamiento (véanse los párrafos 7.48 a 7.56), con el propósito de demostrar si es posible cumplirlos en la práctica, teniendo presentes los intervalos de valores de los distintos factores en la instalación en que se utilizarán los dosímetros. Mientras el tipo de dosímetro y el equipo de lectura no cambien, las pruebas tipo mantendrán su validez.

7.74. De preferencia, los sistemas dosimétricos deberían someterse a pruebas tipo que sean acordes con las normas pertinentes de la IEC y/o la Organización Internacional de Normalización (ISO), o con normas nacionales equivalentes, y deberán superar esas pruebas. Todo fallo en cualquier componente de las pruebas

debería detallarse claramente, y acompañarse de un examen de los motivos que lo causaron.

7.75. Todos los campos de radiación utilizados en las pruebas tipo deberían estar bien caracterizados, con la debida trazabilidad hasta los patrones nacionales de medición. Varias normas de la ISO contienen orientaciones sobre el establecimiento de campos de referencia para la radiación fotónica, β y neutrónica [74 a 83]. Puede requerirse equipo adicional para medir las magnitudes ambientales de interés, los efectos mecánicos y los campos electromagnéticos. No todos estos elementos del equipo tendrán que estar presentes en el emplazamiento del servicio dosimétrico; bastará que estén disponibles en el laboratorio de ensayos.

7.76. Existen varias normas para las pruebas tipo. En lo que respecta a los dosímetros personales activos, la referencia [84] abarca la radiación fotónica, β y neutrónica. Para los dosímetros personales pasivos, la referencia [85] examina la radiación fotónica y β . Puesto que estas dos normas son compatibles, los resultados de las pruebas tipo son comparables, independientemente de que el detector sea de tipo activo o pasivo. Para los dosímetros personales pasivos que miden neutrones, puede consultarse la referencia [86].

7.77. La respuesta según la energía y el ángulo de incidencia de la radiación es una característica crucial de un dosímetro personal. Los dosímetros deberían someterse a pruebas para determinar en qué medida se ajustan a las características referentes a la energía y a la respuesta angular exigidas por la magnitud o las magnitudes que se deban medir.

7.78. Una prueba tipo realizada de conformidad con la norma pertinente indicada en el párrafo 7.76 permitirá determinar los rangos nominales de uso de todas las magnitudes de interés. La idoneidad de un dosímetro para un determinado lugar de trabajo podrá juzgarse comparando estos rangos nominales con los requeridos en el lugar de trabajo en cuestión.

7.79. Debido a que la magnitud operacional de la monitorización individual se relaciona con la medición de la dosis equivalente personal $H_p(d)$ dentro del cuerpo, las pruebas tipo de los dosímetros para esta magnitud operacional deberían efectuarse con un maniquí apropiado que simule la retrodispersión y atenuación producidas por el cuerpo. Si el dosímetro funciona adecuadamente en el maniquí, podrá suponerse que lo hará también en el cuerpo de una persona.

7.80. A los efectos de las pruebas tipo, los dosímetros personales de cuerpo entero deberían irradiarse sobre un maniquí en forma de bloque de 30×30 centímetros cuadrados y 15 cm de espesor, hecho de un material equivalente al tejido. En cuanto a los dosímetros de extremidades, debería utilizarse un modelo en forma de cilindro para los dosímetros de muñeca, y en forma de varilla para los dosímetros de anillo, de conformidad con lo señalado en las referencias [74 a 77]. El diseño de un modelo adecuado para las dosis en el cristalino ($H_p(3)$) ha sido objeto de debate. Los dosímetros que midan la magnitud $H_p(0,07)$ para determinar la dosis en el cristalino:

- a) deberían optimizarse para ese uso empleando el maniquí de bloque (es decir, sometiéndolos a las pruebas tipo de dependencia energética y angular y calibrándolos con ese maniquí); o
- b) como alternativa, deberían someterse a ensayos que demuestren que detectan correctamente la radiación retrodispersada por la parte del cuerpo sobre la que estén colocados (es decir, la cabeza). Este suele ser el caso en los dosímetros de anillo con una capa posterior de plástico de un espesor de entre 1 y 3 mm [87].

Se ha demostrado que, en el caso de los fotones, la medición de la magnitud $H_p(0,07)$ con dosímetros sensibles a la radiación retrodispersada y calibrados en cualquier maniquí de la ISO proporciona una aproximación prudente de la dosis en el cristalino [11, 87, 88].

7.81. Los coeficientes de conversión que relacionan las magnitudes físicas (fluencia y kerma en aire) con las magnitudes operacionales ($H_p(10)$, $H_p(3)$ y $H_p(0,07)$) figuran en diversas publicaciones, entre ellas las referencias [76, 79, 80, 83, 85, 86, 89].

Pruebas de funcionamiento

7.82. Además de las pruebas tipo de un sistema de dosimetría personal, en que se analiza cuidadosamente el funcionamiento de todo el sistema para verificar que cumpla los criterios de exactitud, deberían realizarse pruebas a intervalos regulares (típicamente anuales) para demostrar que el nivel de funcionamiento sigue siendo el mismo.

7.83. Las pruebas de funcionamiento realizadas externamente por un laboratorio identificable permiten verificar la fiabilidad del sistema dosimétrico y la estabilidad de su método de aplicación. La aprobación de un servicio de dosimetría por el órgano regulador debería incluir el examen de los resultados

tanto de las pruebas tipo como de las pruebas de funcionamiento iniciales. La demostración de que se siguen cumpliendo los procedimientos utilizados para la aprobación debería basarse en los resultados de pruebas de funcionamiento externas.

7.84. Las pruebas de funcionamiento externas requieren una cuidadosa consideración del intervalo de dosis, los tipos de radiación que se medirán y sus energías, la incertidumbre de las estimaciones de dosis y los procesos de medición, incluidas la trazabilidad y la calibración. Los resultados obtenidos deberían cumplir determinados criterios de funcionamiento, con referencia a un patrón, cuando sea el caso.

7.85. Además, las pruebas de funcionamiento realizadas externa o internamente permiten comprobar la uniformidad de los procedimientos de medición y las prácticas de laboratorio (como parte de un programa interno de garantía de la calidad aplicado de conformidad con una norma internacional pertinente, como la referencia [90]).

7.86. Hay tres tipos de prueba de funcionamiento que son de uso común:

- a) Las pruebas con anonimato, en que el proveedor de servicios de dosimetría no tiene conocimiento de la prueba y, por lo tanto, no puede seleccionar los dosímetros ni utilizar procedimientos de evaluación especiales. Una forma de hacerlas es inventando un cliente 'ficticio' independiente e irradiando los dosímetros en condiciones controladas sin la intervención del proveedor de servicios. La mayoría de los proveedores de servicios utilizan un cliente ficticio para sus pruebas de funcionamiento internas con fines de garantía de la calidad.
- b) Las pruebas por sorpresa, en que el proveedor de servicios de dosimetría sabe que se va a realizar la prueba pero no conoce de antemano la fecha exacta en que tendrá lugar. En estos casos se pueden utilizar dosímetros seleccionados, pero no procedimientos de evaluación especiales.
- c) Las pruebas anunciadas, en que el proveedor de servicios de dosimetría tiene conocimiento de la prueba y puede seleccionar los dosímetros y utilizar procedimientos de evaluación especiales.

7.87. Un ejercicio de intercomparación entre proveedores de servicios de dosimetría puede considerarse una prueba de funcionamiento anunciada. Por lo general, los resultados de estos ejercicios se publican, pero sin revelar el nombre de los participantes. La participación en ejercicios de intercomparación suele ser

un requisito para la aprobación, y forma también parte del sistema de gestión de la calidad.

7.88. En la referencia [91] figuran más orientaciones sobre las pruebas de funcionamiento.

Pruebas de rutina

7.89. La finalidad de las pruebas de rutina es verificar la exactitud y precisión del sistema dosimétrico en la medición de dosis a una única energía, por lo general la de la fuente de calibración (por ejemplo, el ^{137}Cs o el ^{60}Co , para los dosímetros de fotones). Este tipo de pruebas sirve también para normalizar la sensibilidad global del sistema. Las pruebas de rutina deberían ser realizadas generalmente por el proveedor de servicios de dosimetría y repetidas a intervalos regulares, de preferencia mensuales. En cambio, las pruebas de garantía de calidad para controlar aspectos específicos del funcionamiento del sistema se efectúan, por lo general, cada día de lectura.

7.90. Las pruebas de rutina, que incluyen la calibración, son un medio de verificar la sensibilidad, precisión y exactitud, por lo general para un único tipo de radiación y una única energía. Los ensayos exigidos en un programa de garantía de calidad pueden incluir pruebas de rutina.

7.91. La introducción de un cliente ficticio es una posible prueba de rutina. Los dosímetros del cliente ficticio se exponen a una dosis conocida en cada período de exposición y son tratados de la misma manera que los dosímetros normales. El seguimiento de las dosis notificadas para este cliente ficticio da una buena idea del funcionamiento de los dosímetros normales.

7.92. Los resultados de las pruebas de rutina deberían seguirse de cerca, por ejemplo utilizando gráficos de control, con niveles de advertencia y de actuación que pongan en marcha las intervenciones necesarias por parte del proveedor de servicios de dosimetría.

Resumen

7.93. En el cuadro 3 se resumen los programas de pruebas recomendados para los sistemas de dosimetría personal.

CUADRO 3. RESUMEN DE LOS PROGRAMAS DE PRUEBAS PARA LOS SISTEMAS DE DOSIMETRÍA PERSONAL

	Entidad que realiza las pruebas	Frecuencia de las pruebas
Pruebas tipo	Fabricante u organización autorizada para las pruebas tipo	Una sola vez, típicamente antes de la venta a los usuarios finales
Pruebas de funcionamiento	Organización autorizada para estas pruebas	Anual
Pruebas de rutina	Proveedor de servicios de dosimetría	Mensual
Pruebas de rutina (pruebas de garantía de calidad)	Usuario final o proveedor de servicios de dosimetría	Diaria o en cada día de lectura, antes del procesamiento del dosímetro

Pruebas de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo

Pruebas tipo

7.94. Las pruebas tipo de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo demuestran la idoneidad de un instrumento para realizar mediciones adecuadas en el entorno del lugar de trabajo y deberían seguir el enfoque general descrito en los párrafos 7.72 a 7.81 para los sistemas de dosimetría personal. Los procedimientos de medición de la respuesta energética y la respuesta angular de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo son parecidos a los que se emplean para los dosímetros personales, salvo que, en la monitorización del lugar de trabajo, se medirá normalmente la exposición a la radiación libre en el aire (es decir, no se utilizará un maniquí).

7.95. La IEC ha publicado normas para la mayoría de los tipos de equipo de monitorización del lugar de trabajo. Estas normas dan las especificaciones de funcionamiento que se deben cumplir, y describen también los métodos de las pruebas tipo que es preciso realizar. Se prescriben pruebas para determinar el comportamiento radiológico (por ejemplo, la linealidad, la dependencia energética y la respuesta angular) y el comportamiento ambiental, eléctrico y mecánico. Las normas pertinentes de la IEC y su aplicabilidad se indican en el cuadro 4.

CUADRO 4. NORMAS DE LA COMISIÓN ELECTROTÉCNICA INTERNACIONAL APLICABLES A LOS INSTRUMENTOS DE MONITORIZACIÓN DE LA EXPOSICIÓN EXTERNA EN EL LUGAR DE TRABAJO

Norma	Aplicabilidad
IEC 60532:2010 [92]	Se aplica a los medidores de tasas de dosis fijos, los conjuntos de alarma y los monitores utilizados para prevenir una emisión radiactiva menor o mitigar sus consecuencias, o para prevenir una degradación menor del combustible, comprendida en la base de diseño de la central o instalación nuclear, y para advertir al personal o garantizar su protección en el transcurso o después de los sucesos que entrañen o generen una emisión de radionucleidos en la central o instalación nuclear, o un riesgo de exposición a la radiación. En la norma IEC 61226:2009 [93], este equipo está clasificado típicamente como de categoría A, B, C o 'no clasificado'. Las principales modificaciones técnicas introducidas con respecto a la edición anterior son actualizaciones efectuadas para tener en cuenta los requisitos de las normas de la IEC publicadas desde 1996.
IEC 60846-1:2009 [94]	Esta norma especifica los requisitos de diseño y las características de funcionamiento de los medidores de (tasas de) dosis equivalentes destinados a determinar las (tasas de) dosis equivalentes ambientales y/o direccionales, según se definen en la referencia [58]. Se aplica a los medidores y/o monitores de (tasas de) dosis equivalentes que miden las (tasas de) dosis equivalentes ambientales y/o direccionales producidas por la radiación β , X y γ externa.
IEC 60846-2:2015 [95]	Esta norma se aplica a los medidores y/o monitores de (tasas de) dosis equivalentes portátiles o transportables que miden las (tasas de) dosis equivalentes ambientales y/o direccionales producidas por la radiación β , X y γ externa en situaciones de emergencia. Se aplica directamente a los medidores de (tasas de) dosis equivalentes destinados a determinar la dosis o tasa de dosis equivalente personal derivada de la radiación β , X y/o γ de energías de hasta 10 MeV en situaciones de emergencia.
IEC 61005:2014 [96]	Esta norma especifica los requisitos relativos a las características de funcionamiento de los medidores de (tasas de) dosis equivalentes ambientales de neutrones, y prescribe los métodos de prueba para determinar el cumplimiento. Describe las características generales, los procedimientos de prueba generales, las características de la radiación, y las características eléctricas, mecánicas, ambientales y de protección y seguridad, así como el certificado de identificación.
IEC 61017:2016 [97]	Esta norma se aplica al equipo fijo, móvil o transportable destinado a medir las tasas de kerma en aire ambientales de entre 30 nGy/h hasta 10 μ Cy/h causadas por rayos X o radiación γ de energías comprendidas entre 50 keV y 1,5 MeV. Describe las características generales, los procedimientos de prueba generales, las características de la radiación, y las características eléctricas, mecánicas, ambientales y de protección y seguridad, así como el certificado de identificación.

Pruebas preoperacionales

7.96. Los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo deberían ponerse a prueba antes del primer uso para verificar que se ajusten a los datos de las pruebas tipo. Las pruebas deberían abarcar todos los valores de dosis que quepa razonablemente prever en el lugar de trabajo. Los rangos para los que el instrumento no haya sido puesto a prueba deben quedar claramente indicados y documentados.

7.97. Las pruebas preoperacionales deberían tener por objeto detectar fallos gruesos tales como una mala calibración o un ensamblaje incorrecto del detector. También proporcionarán una base de referencia para las pruebas de rutina ulteriores. Por lo general es posible seleccionar una serie restringida de pruebas que darán una confianza adecuada en el funcionamiento del instrumento. La referencia [98] contiene orientaciones detalladas a este respecto.

Pruebas periódicas

7.98. Una vez que un instrumento de monitorización del lugar de trabajo está en uso, deben realizarse pruebas periódicas para detectar cualquier deterioro en su funcionamiento. Estas pruebas deberían efectuarse como mínimo una vez al año y comprender un subconjunto de los ensayos utilizados en las pruebas preoperacionales. Los siguientes son ejemplos de los tipos de radiación de referencia que se pueden utilizar:

- a) Para los monitores de tasas de dosis fotónicas, la emisión γ de 0,662 MeV del ^{137}Cs ;
- b) Para los monitores de tasas de dosis neutrónicas, los neutrones de una fuente de $^{241}\text{Am-Be}$;
- c) Para los monitores de tasas de dosis β , la emisión γ de 0,662 MeV del ^{137}Cs , más un emisor β de energía adecuada;
- d) Para los monitores de contaminación β , emisiones β de energías iguales o inferiores a la energía mínima para la que se utilizará el monitor;
- e) Para los lugares de trabajo con material radiactivo natural, una fuente de referencia apropiada.

7.99. Algunas pruebas periódicas más sencillas pueden realizarse con una frecuencia mayor:

- a) La mayoría de los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo deberían controlarse regularmente con ayuda de una fuente de

comprobación adecuada para confirmar su buen funcionamiento. Estos controles deberían realizarse mensualmente, una vez por semana o incluso a diario, según el tipo de instrumento. La fuente elegida y los intervalos utilizados en la prueba deberían ser adecuados al tipo de monitorización de que se trate.

- b) Los controles de las baterías, las puestas a cero y las pruebas para demostrar que la respuesta es adecuada deberían realizarse regularmente como parte del programa de garantía de calidad, a fin de verificar que el equipo siga funcionando satisfactoriamente y no haya sufrido ningún daño evidente.

7.100. Una vez terminadas las pruebas, debería adherirse al instrumento una etiqueta que contenga la información pertinente, por ejemplo, la organización que realizó la prueba, el número del certificado emitido, y la fecha de ese día o la fecha en que corresponda realizar la prueba siguiente, según proceda.

7.101. En el cuadro 5 se resumen los programas de pruebas recomendados para los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo.

CUADRO 5. RESUMEN DE LOS PROGRAMAS DE PRUEBAS PARA LOS INSTRUMENTOS DE MONITORIZACIÓN DEL LUGAR DE TRABAJO

	Entidad que realiza las pruebas	Frecuencia de las pruebas
Pruebas tipo	Fabricante u organización autorizada para las pruebas tipo	Una sola vez, típicamente antes de la venta a los usuarios finales
Pruebas preoperacionales	Fabricante, usuario final u organización autorizada para estas pruebas	Una sola vez, antes de la puesta en servicio del instrumento
Pruebas periódicas	Usuario final u organización autorizada para estas pruebas y/o para la calibración	Anualmente o con una frecuencia mayor, según la estabilidad del instrumento y el uso previsto

Calibración de los instrumentos

7.102. La calibración es una operación por la que, en condiciones especificadas y como primer paso, se establece una relación entre los valores de la magnitud (con las incertidumbres de la medición) proporcionados por los patrones de medición

y las correspondientes indicaciones del instrumento (con sus incertidumbres), y, en un segundo paso, se utiliza esta información para establecer una relación que genere un resultado de medición a partir de la indicación.

7.103. La calibración no debería confundirse con el ajuste de un sistema de medición, ni con la ‘autocalibración’ o la verificación.

7.104. En todos los métodos de medición, los instrumentos deberían calibrarse regularmente, y esta calibración debería tener una trazabilidad documentada hasta patrones nacionales reconocidos. Para ello pueden utilizarse ya sea fuentes de referencia previamente calibradas con respecto a los patrones primarios, o instrumentos de referencia previamente calibrados con respecto a los patrones primarios por un laboratorio primario nacional o en un laboratorio de referencia reconocido que posea los patrones adecuados.

7.105. La calibración de referencia de un sistema de dosimetría personal (pasivo o activo) debería repetirse a intervalos regulares, por ejemplo cada uno o dos años. El comportamiento dosimétrico del sistema debería verificarse con controles periódicos más frecuentes (véanse los párrafos 7.89 a 7.92, sobre las pruebas de rutina). En los sistemas pasivos deberían realizarse también algunos controles sencillos del sistema de lectura, por ejemplo utilizando detectores irradiados, cada vez que se efectúe la lectura.

7.106. Para determinar el factor de calibración de referencia, el campo de radiación debería estar bien caracterizado. A los fines de la determinación periódica del factor de calibración de referencia de un sistema dosimétrico, suele ser suficiente utilizar una fuente radiactiva como el ^{137}Cs o el ^{60}Co para la radiación fotónica, el $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ para la radiación β y el ^{252}Cf para la radiación neutrónica. Estos campos deberían tener una trazabilidad documentada hasta un instituto de metrología nacional. Los campos de referencia y los procedimientos de calibración se describen en las referencias [74 a 83]. Para la radiación neutrónica, puede ser útil realizar también una calibración en campos de lugares de trabajo simulados, de conformidad con lo descrito en las referencias [99, 100].

7.107. El factor de calibración de referencia puede luego combinarse con varios factores de corrección para la aplicación en condiciones de uso particulares.

7.108. Además, cada dosímetro debería tener un factor de calibración o normalización individual debidamente documentado. En el caso de los dosímetros que se pueden reutilizar, el factor de calibración o normalización individual debería controlarse periódicamente y ajustarse cuando sea necesario.

7.109. Los dosímetros (de estado sólido) pasivos deberían someterse a calibraciones internas repetidas periódicamente para ajustar los factores de calibración o normalización según los cambios que se hayan producido por el uso repetido, o confirmar que el funcionamiento no ha cambiado. Una frecuencia posible es cada 10 usos, o cada dos años, si los 10 usos tardan más de dos años. El uso de un factor de normalización individual puede ser necesario, y debería tomarse en consideración, también para los dosímetros activos.

Aprobación de los servicios de dosimetría

7.110. De conformidad con el párrafo 3.73 c) de la publicación GSR Part 3 [2], el órgano regulador es el responsable de la autorización o aprobación de los proveedores de servicios de monitorización individual y de calibración. Un proveedor de servicios de dosimetría aprobado es una entidad que ofrece servicios de calibración, lectura o interpretación de los dispositivos de monitorización individual y cuya capacidad de prestar esos servicios ha sido reconocida por un órgano regulador u otra autoridad competente.

7.111. El propósito de la aprobación es verificar y certificar que un proveedor de servicios de dosimetría es técnicamente competente, es capaz de generar resultados técnicamente válidos, y tiene sistemas administrativos, técnicos y de gestión adecuados.

7.112. Para recibir la aprobación, el proveedor de servicios debería ser capaz de brindar un grado aceptable de exactitud en la evaluación de las dosis, alcanzar y mantener un nivel elevado de fiabilidad, comunicar los resultados de las evaluaciones de dosis rutinarias al empleador y/o al órgano regulador dentro de un plazo razonable, y comunicar rápidamente los resultados de las evaluaciones de dosis en caso de accidente u otro incidente o suceso. Además de satisfacer los requisitos técnicos, un proveedor de servicios aprobado debería cumplir los requisitos pertinentes con respecto al sistema de gestión (véase la sección 8).

7.113. El proceso de aprobación puede comprender los siguientes elementos, que deberían tomarse en consideración:

- a) La presentación de un informe sobre el sistema de dosimetría. La documentación técnica abarca típicamente los resultados de las pruebas tipo, los procedimientos dosimétricos y la trazabilidad de la calibración, así como el sistema de gestión, con inclusión de la estructura institucional, el personal, el equipo y los protocolos y procedimientos de control de calidad.

- b) La acreditación del sistema de gestión de conformidad con una norma internacional pertinente, por ejemplo con la referencia [90].
- c) La certificación de que el sistema dosimétrico tiene una trazabilidad documentada hasta el patrón nacional apropiado y se basa en coeficientes de conversión de las magnitudes operacionales que son acordes con las recomendaciones y normas internacionales.
- d) Una prueba de funcionamiento por irradiación con dosis desconocidas y en situaciones desconocidas.
- e) Una inspección y evaluación *in situ* del laboratorio por expertos en dosimetría que evalúen la conformidad de elementos tales como el personal (incluida la capacitación), el equipo, las instalaciones y los procedimientos de calibración y dosimetría con lo declarado en la documentación presentada para la aprobación.

7.114. Como parte de los procedimientos de aprobación deberían realizarse pruebas de funcionamiento externas que demuestren el mantenimiento sistemático de las especificaciones de funcionamiento esenciales (véanse los párrafos 7.83 y 7.84). Los resultados de estas pruebas deberían confirmar los datos de las pruebas tipo.

7.115. El programa de pruebas de funcionamiento del proceso de aprobación puede subdividirse en diferentes categorías de irradiación (basadas en los tipos de radiación e intervalos de energía para los que se utilizarán los dosímetros) a fin de tener en cuenta las distintas clases de dosímetro. Cada prueba podrá incluir una serie de energías y ángulos de incidencia de la radiación, y una apropiada distribución de rangos de dosis.

7.116. Las pruebas de funcionamiento para la aprobación deberían realizarse a intervalos regulares, pudiendo ser organizadas por el órgano regulador u otra autoridad competente o requerir la participación en intercomparaciones externas de carácter internacional.

Interpretación de las mediciones y evaluación de dosis

Dosimetría personal

7.117. Para los fines de la protección radiológica, las magnitudes operacionales medidas, la $H_p(10)$, la $H_p(3)$ y la $H_p(0,07)$, se interpretan en términos de las magnitudes de protección, es decir de la dosis efectiva, la dosis equivalente en el cristalino y la dosis equivalente en la piel y las extremidades, respectivamente.

7.118. Para los fotones, la $H_p(10)$ dará, en la mayoría de las situaciones prácticas, una estimación razonable de la dosis efectiva E que evite tanto la subestimación como una sobrestimación excesiva. En el caso de los neutrones, la $H_p(10)$ puede subestimar la dosis efectiva en algunos intervalos de energía y algunas geometrías de campo. En esas situaciones, se necesitará información sobre la distribución energética y direccional de los campos del lugar de trabajo para aplicar las correcciones apropiadas.

7.119. La estrecha correspondencia de la E y la $H_p(10)$ se basa en el supuesto de una exposición uniforme de todo el cuerpo. Se han calculado coeficientes para convertir las magnitudes fundamentales (la fluencia de partículas, el kerma en aire y la dosis absorbida en tejidos) en dosis efectivas, con maniqués antropomórficos representativos de una persona adulta, y en las magnitudes operacionales, con los maniqués de la ICRU. Las relaciones de las magnitudes operacionales y las magnitudes de protección son una indicación de la calidad de la estimación de estas últimas para diferentes energías y distribuciones direccionales [89].

7.120. Para las dosis cercanas o superiores al límite de dosis, o que excedan de un nivel de investigación fijado, debería obtenerse una confirmación de que las mediciones de las magnitudes operacionales brindan una buena estimación de las magnitudes de protección, especialmente cuando se trate de dosis neutrónicas y exposiciones no homogéneas. Para ello habrá que recabar información sobre la uniformidad del campo, su distribución energética y direccional, la posición del cuerpo en que se colocará el dosímetro y las características de respuesta de este.

7.121. En los casos en que el trabajador se desplaza por el lugar de trabajo, se consideran en general cuatro tipos de campo multidireccional:

- a) la radiación que incide predominantemente desde el hemiespacio frontal (geometría anteroposterior);
- b) la radiación incidente desde el hemiespacio posterior (geometría posteroanterior);
- c) la radiación que incide simétricamente desde todas las direcciones perpendiculares al cuerpo (geometría rotacional);
- d) la radiación incidente desde todas las direcciones, incluso desde arriba y abajo (geometría isotrópica).

Cabe suponer que la $H_p(10)$ medida por un dosímetro personal llevado sobre el pecho dará una aproximación suficientemente exacta de la dosis efectiva, al menos para las geometrías anteroposterior, rotacional e isotrópica. En el caso de la geometría posteroanterior (correspondiente, por ejemplo, al conductor

de un vehículo que transporte materiales radiactivos), el dosímetro debería llevarse en la espalda. Así pues, un solo dosímetro colocado en la parte anterior (o posterior) del tronco proporciona generalmente una evaluación satisfactoria de la dosis efectiva. En la referencia [101] figura información más detallada sobre la interpretación de los resultados dosimétricos con diferentes geometrías de exposición.

7.122. En ciertos campos de radiación, las magnitudes operacionales pueden no ser una buena aproximación de las magnitudes de protección, debido al espectro de energías del campo. Esto ocurre, en particular, con los neutrones en el intervalo de energías de 4 a 20 MeV y por encima de 50 MeV. Estos factores pueden determinarse mediante una buena caracterización experimental del campo del lugar de trabajo. Las simulaciones de Monte Carlo también pueden ser muy útiles a este respecto.

Monitorización del lugar de trabajo

7.123. En muchos casos, la monitorización del lugar de trabajo se utiliza para caracterizar el lugar a los efectos de determinar si es necesario restringir el movimiento de los trabajadores en su interior. En estas situaciones, se presupone, por prudencia, que los trabajadores permanecerán todo el tiempo en la parte del lugar de trabajo en que la tasa de dosis sea más alta. Sin embargo, cuando la monitorización del lugar de trabajo se utilice para los fines de la evaluación de dosis, deberían obtenerse y utilizarse estimaciones realistas de los períodos de ocupación. En los lugares de trabajo en que las tasas de dosis puedan variar considerablemente con el tiempo, debería registrarse la ocupación del lugar para poder aplicar los períodos de ocupación a las tasas de dosis pertinentes y determinar la exposición. En la referencia [56] figura más información sobre la monitorización del lugar de trabajo.

7.124. Si se utilizan instrumentos debidamente diseñados y calibrados con exactitud, una magnitud medida en el lugar de trabajo, junto con los datos apropiados sobre la ocupación, puede servir de base para una estimación adecuada de la dosis efectiva recibida por un trabajador, o de la dosis equivalente en sus tejidos y órganos. Las magnitudes de dosis operacionales $H^*(10)$ y $H'(0,07, \Omega)$ definidas para la monitorización del lugar de trabajo proporcionarán una estimación adecuada de la dosis efectiva y la dosis cutánea. Como se explicó en el párrafo 7.37, los instrumentos para medir magnitudes definidas en el aire (por ejemplo, el kerma) no brindan generalmente la respuesta energética correcta para la medición de la $H^*(10)$.

7.125. Debería tenerse en cuenta que la magnitud $H^*(10)$ puede sobrestimar considerablemente el valor de la $H_p(10)$, medida con un dosímetro personal, y, por lo tanto, podría sobrestimar también el valor de la dosis efectiva, especialmente si el campo es isotrópico. Esto se debe a que los instrumentos que miden la $H^*(10)$ tienen una respuesta isotrópica, mientras que las magnitudes $H_p(10)$ y E dependen del ángulo de incidencia.

7.126. En las situaciones en que las extremidades o las zonas de piel no protegida del cuerpo puedan experimentar una exposición local a la radiación, debería utilizarse la dosis equivalente direccional $H'(0,07, \Omega)$ para obtener una estimación adecuada de la dosis equivalente. La magnitud $H'(0,07, \Omega)$ debería emplearse también para obtener una estimación adecuada de la dosis equivalente en el cristalino en caso de exposición a radiación fotónica (véase el párrafo 7.10). Para los campos multidireccionales, el instrumento debería hacerse rotar en el campo de radiación, utilizando luego el valor de dosis más alto que se haya registrado para evitar una subestimación de las dosis en la piel o en el cristalino. El operador debería ser consciente de la posible existencia de fuentes puntuales o haces estrechos que den lugar a lecturas engañosas.

7.127. Los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo se calibran en campos de radiación que irradian el volumen del detector de manera uniforme, utilizando el centro del volumen como punto de referencia. Sin embargo, muchos campos operacionales (los cercanos a fuentes puntuales o a haces estrechos) irradian el detector de manera no uniforme. Estas situaciones deberían ser objeto de especial atención. Habrá que examinar si es necesario establecer un factor de corrección que pueda aplicarse a las indicaciones del instrumento para obtener la tasa de dosis correcta. Estos factores pueden ser superiores a 100 [102]. Una técnica consiste en utilizar una matriz de fuentes puntuales para simular las geometrías de interés [103].

Sustracción de la radiación de fondo

7.128. La indicación de dosis cero de un sistema dosimétrico comprende la actividad de fondo del sistema de lectura y la actividad de fondo intrínseca del detector. El fondo intrínseco de los detectores puede determinarse para los distintos instrumentos individualmente o por lotes. En el segundo caso, la contribución de la incertidumbre a cada resultado particular será mayor. En la determinación por lotes de la radiación de fondo intrínseca debería prestarse atención al procedimiento de muestreo.

7.129. La indicación del dosímetro, una vez sustraída la indicación en cero (en blanco) y aplicados los factores de corrección y calibración, dará la dosis bruta o el ‘valor medido’. La dosis bruta incluirá en general una contribución de la radiación de fondo natural, además de la dosis procedente de la exposición ocupacional del trabajador.

7.130. Los métodos para sustraer la radiación de fondo natural utilizan ya sea un valor promedio (habitualmente un promedio nacional) o valores específicos de un cliente o un lugar. En el caso de los dosímetros suministrados para ser llevados por un período de un mes, el uso de un promedio de la radiación de fondo permitirá a muchos servicios cumplir con los requisitos de exactitud, pese a aumentar la incertidumbre total. Para los períodos de uso más largos (por ejemplo, de hasta tres o cuatro meses, que serán apropiados cuando las exposiciones sean previsiblemente bajas), deberían utilizarse valores más específicos de la radiación de fondo natural (es decir, valores basados en el emplazamiento del cliente) o dosímetros de control (véase el párrafo 7.131).

7.131. En los lugares en que la radiación de fondo natural sea considerablemente superior o inferior al promedio nacional, debería tenerse en cuenta la tasa de dosis debida a esa radiación de fondo local. La variación de la radiación de fondo local puede determinarse con dosímetros de control, suministrados al cliente por el servicio de dosimetría y conservados en el lugar en que se guarden los dosímetros de los trabajadores cuando no estén en uso. En algunos casos, deberán sustraerse las dosis del tránsito. La tasa de dosis debida a la radiación de fondo natural local puede determinarse también con un método basado en el análisis de los resultados de los dosímetros recién suministrados. Estos métodos se basan en el supuesto de que la mayoría de estos dosímetros habrán estado expuestos solo a la radiación de fondo natural.

7.132. En el caso de los dosímetros personales activos se aplican algunas consideraciones adicionales, porque estos dosímetros solo pueden acumular dosis por exposición a la radiación de fondo natural mientras están en uso, y no de manera continua. Para los dosímetros personales activos suministrados por turno de trabajo, deberían establecerse métodos de sustracción de la cantidad correcta de dosis atribuible a la radiación de fondo natural, sobre todo cuando se trate de instrumentos que presumiblemente tengan límites de detección bajos. Otra posibilidad es hacer caso omiso de la contribución procedente de la exposición a esta radiación natural.

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN INTERNA

Programa de monitorización

7.133. La evaluación de las dosis recibidas por los trabajadores debido a la exposición causada por las incorporaciones de radionucleidos puede basarse en los resultados de una monitorización individual que incluya uno o varios de los siguientes tipos de medición:

- a) mediciones secuenciales de los radionucleidos en el cuerpo entero o en órganos específicos, como la glándula tiroides o el pulmón;
- b) mediciones de los radionucleidos presentes en muestras biológicas, como las excreciones o el aliento;
- c) mediciones de las concentraciones de la actividad en muestras de aire recogidas con colectores de aire personales que sean representativas del aire expulsado por el trabajador.

7.134. Para algunos radionucleidos, la monitorización individual basada en mediciones de la actividad en el cuerpo o en muestras biológicas puede no ser factible debido a los tipos de radiación emitidos y a la sensibilidad de detección de los métodos de monitorización.

7.135. En algunas situaciones, debería examinarse si es necesario o preferible evaluar las dosis recibidas por los distintos trabajadores a partir de los resultados de una monitorización del lugar de trabajo (véase el párrafo 3.118).

7.136. Para los trabajadores empleados en actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural, la exposición interna por inhalación de los radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th a través de las partículas de polvo suele ser la vía predominante, debido a la gran carga de polvo que caracteriza a muchas de esas actividades. En esos lugares de trabajo debería:

- a) utilizarse el muestreo del aire, y no el muestreo biológico ni el recuento de cuerpo entero, como método preferido para evaluar las dosis y obtener la información necesaria para la optimización;
- b) prestarse particular atención a caracterizar el polvo suspendido en el aire en lo que respecta a su distribución por tamaño de partículas, la concentración de la actividad (que puede diferir de la del material de origen) y la clase o las clases de absorción en el pulmón de los radionucleidos en cuestión.

Véase más información a este respecto en la referencia [103].

7.137. La elección de la técnica de medición debería basarse en factores tales como:

- a) la radiación emitida por los radionucleidos;
- b) el comportamiento biocinético del contaminante;
- c) el grado de retención del contaminante dentro del cuerpo, teniendo en cuenta tanto la eliminación biológica como el decaimiento radiactivo;
- d) la frecuencia necesaria de las mediciones;
- e) la disponibilidad de instalaciones de medición adecuadas, y su sensibilidad e idoneidad.

7.138. La instalación de monitorización individual debería encontrarse, de preferencia, en un edificio alejado de otros laboratorios u operaciones en que haya emisión de radionucleidos o radiación penetrante que pudieran interferir con las mediciones. La zona de monitorización por medición directa, que contendrá detectores blindados y el equipo electrónico correspondiente, se instalará normalmente en la planta baja o en el sótano, debido a las especificaciones relativas a la carga de los pisos. También debería haber salas de espera para las personas que deban someterse a la medición, duchas, baños y vestuarios, así como salas aparte para la toma o el manejo de las muestras de excreciones.

7.139. El laboratorio de análisis de las muestras de excreciones debería estar construido del mismo modo que cualquier otro laboratorio radioquímico. A fin de evitar todo tipo de contaminación cruzada, ese laboratorio no debería utilizarse para el análisis de otras muestras de procesos de actividad alta, como el refrigerante de un reactor. Al planificar el espacio para el trabajo con las muestras de excreciones, o su almacenamiento, deberán tomarse en consideración las precauciones necesarias para la manipulación de materiales posiblemente infecciosos.

7.140. El diseño y la ejecución de los programas de monitorización interna de los trabajadores se describen con más detalle en las referencias [103 a 106].

Monitorización rutinaria

7.141. Los trabajadores seleccionados para ello deberían someterse a una monitorización rutinaria de la exposición interna con arreglo a un calendario preestablecido. La monitorización de la exposición interna tiene ciertas limitaciones que deberían tomarse en consideración al diseñar un programa de monitorización adecuado:

- a) La monitorización no mide directamente la dosis efectiva comprometida en la persona. Por ejemplo, es necesario aplicar modelos biocinéticos: para relacionar los niveles de actividad en una muestra de excreciones con los niveles de actividad en el cuerpo en el momento de la toma de esa muestra; para relacionar asimismo el contenido corporal en el momento de la toma de la muestra con la incorporación original; y para calcular la dosis efectiva comprometida debida a la exposición interna causada por la incorporación estimada. En el apéndice IV figura más información sobre los modelos biocinéticos utilizados.
- b) Las mediciones pueden ser alteradas por otros radionucleidos presentes en el organismo, incluidos los de origen natural. A veces será necesario determinar el contenido corporal de radionucleidos de origen natural y artificial debido a incorporaciones anteriores, en particular cuando esas incorporaciones no ocupacionales sean inhabitualmente altas. Los radiofármacos administrados con fines diagnósticos o terapéuticos pueden interferir con las mediciones bioanalíticas durante un cierto tiempo después de su uso, en función de las propiedades del agente administrado y de los radionucleidos presentes en el lugar de trabajo. Los trabajadores deberían tener la instrucción de informar a sus supervisores cuando hayan recibido algún radiofármaco, para que se determine si es posible efectuar una monitorización adecuada de la exposición interna.
- c) Los resultados de un programa de monitorización individual para la estimación de las incorporaciones crónicas pueden depender del momento en que se realice la monitorización. En el caso de algunos radionucleidos con un componente importante de eliminación rápida por excreción, puede haber una diferencia considerable entre las mediciones hechas antes y después de la pausa de un fin de semana. Estos casos deberían examinarse individualmente [13, 16, 107]. Para los radionucleidos con períodos de semidesintegración largos, la cantidad presente en el cuerpo y la cantidad excretada dependerán del número de años en que el trabajador haya estado sometido a las incorporaciones, y aumentarán con el tiempo. En general, la actividad retenida de las incorporaciones de años anteriores debería considerarse parte de la radiación de fondo del año en curso.
- d) Los métodos analíticos utilizados para la monitorización individual no tienen a veces la sensibilidad adecuada para detectar los niveles de actividad de interés. La referencia [13] contiene información sobre los límites de detección alcanzables para los distintos radionucleidos, y en los cuadros 7, 8, 94 y 95 de la referencia [25] se presenta información más específica sobre los límites de detección de las incorporaciones inhaladas de ^{232}Th y sus descendientes con diversas técnicas de medición.

7.142. En las situaciones en que se utilizan muestras de aire para evaluar las dosis recibidas por los trabajadores a raíz de la exposición causada por la inhalación de radionucleidos en suspensión, la concentración de la actividad en el aire puede determinarse empleando muestreadores de aire fijos o personales. La dosis se determina a partir de la concentración de la actividad en el aire, aplicando supuestos genéricos o específicos del emplazamiento con respecto a la forma del material (tamaño de las partículas y forma química) y a la frecuencia respiratoria y el período de exposición del trabajador. Los dispositivos fijos de monitorización del polvo en suspensión tienen tasas de flujo relativamente altas, por lo general de alrededor de 20 L/min, y se instalan en posiciones fijas y predeterminadas del lugar de trabajo. Los muestreadores personales, en cambio, tienen tasas de flujo relativamente bajas, por lo general de unos 2 L/min, y se llevan en la solapa; la caja que contiene la bomba y la batería está sujeta a un cinturón y conectada al cabezal de muestreo por un tubo flexible. Habrá que cuidar que el cabezal de muestreo esté en una posición en que el aire recogido sea razonablemente representativo del aire exhalado por la persona. Los muestreadores de aire personales no siempre son suficientemente robustos o adecuados para el uso en condiciones de trabajo difíciles.

7.143. Los muestreadores de aire personales, utilizados en combinación con otros métodos directos e indirectos, están ganando terreno con respecto a los muestreadores fijos, porque permiten una monitorización más fiable [104, 105]. La muestra de aire tomada por un medidor estacionario puede no ser representativa del aire que respire el trabajador, dando lugar a una subestimación considerable, de hasta varios órdenes de magnitud, de la dosis resultante de la exposición debida a la inhalación de polvo, especialmente en los lugares de trabajo en que la resuspensión del polvo causada por las actividades del trabajador sea un factor de peso. Por otra parte, el uso de muestreadores de aire fijos puede producir una sobrestimación importante de la dosis, si el trabajador no permanece constantemente en una zona polvorienta. Por consiguiente, si es factible, deberían utilizarse muestreadores de aire personales, y no fijos, en todos los casos en que quepa prever variaciones espaciales y temporales de corta duración en las concentraciones de la actividad en el aire, así como concentraciones máximas de los descendientes del radón.

7.144. En algunos lugares de trabajo, particularmente en los relacionados con operaciones de extracción y procesamiento de minerales, puede haber dificultades para realizar un muestreo de aire personal constante en cada trabajador expuesto. En esos casos, las estrategias de monitorización comprenden por lo general la asignación de los trabajadores a categorías que reflejen la naturaleza y el alcance generales de la actividad laboral. Sin embargo, en muchos casos la exposición

dentro de las categorías de trabajo no es uniforme, ya que un trabajador puede cumplir su turno de trabajo en diferentes entornos de exposición. Otra complicación es la necesidad de tener en cuenta el uso de equipo de protección respiratoria.

7.145. La monitorización de la contaminación superficial puede dar una indicación de las posibilidades de incorporación de radionucleidos y de la necesidad de una monitorización más detallada del lugar de trabajo. Sin embargo, las mediciones de la contaminación superficial no ofrecen una base adecuada para la evaluación de dosis internas, debido a las grandes incertidumbres asociadas con algunos parámetros, como los factores de resuspensión.

7.146. Para determinar el tipo apropiado de monitorización individual y la frecuencia con que debería realizarse, habrá que caracterizar las condiciones de exposición del lugar de trabajo. Deberían conocerse los radionucleidos utilizados y, si es posible, sus formas químicas y físicas. También deberían examinarse las posibilidades de que estas formas cambien en condiciones de accidente (por ejemplo, que la emisión de hexafluoruro de uranio a la atmósfera dé lugar a la producción de gas de cloruro de hidrógeno y fluoruro de uranilo). La forma química y la forma física (por ejemplo, el tamaño de las partículas) del material determinan su comportamiento en las vías respiratorias y el posterior comportamiento biocinético en el cuerpo. Esto, a su vez, determina las rutas y tasas de excreción y, por lo tanto, los tipos de muestras de excreciones que puede ser necesario obtener y la frecuencia de ese muestreo.

7.147. Cuando se utilice la monitorización por bioanálisis, el método de medición y su frecuencia deberían ser capaces de detectar una incorporación que dé lugar a una fracción especificada del límite de dosis. Por lo tanto, deberá verificarse que una incorporación de ese nivel tenga buenas probabilidades de ser detectada. Una incorporación no se detectará si, de resultados de la desintegración radiactiva y la eliminación biológica, el contenido corporal o la excreción diaria del radionucleido disminuyen a un nivel inferior al límite de detección del método empleado. La fracción $m(t)$ de una incorporación que permanece en el organismo y puede ser medida directamente, o que se excreta y puede ser medida indirectamente, depende del período de semidesintegración efectivo y del comportamiento biocinético del radionucleido, y es una función del período de tiempo t transcurrido desde la incorporación. Por lo tanto, una incorporación I y la consiguiente dosis efectiva comprometida $E(50)$ no se detectarán si el producto $I \cdot m(t)$ es inferior al límite de detección. Típicamente, la frecuencia de la monitorización debería ser tal, que garantice la detección de las incorporaciones que correspondan a más del 5 % del límite de dosis anual.

7.148. La frecuencia requerida en la monitorización depende, pues, en gran medida de la sensibilidad de la técnica de medición. Las técnicas de medición deberían ser lo más sensibles posible. Los costos del uso de las técnicas con la máxima sensibilidad y del intervalo de muestreo lo más breve posible deberían sopesarse con el detrimento por la radiación que pueda causar una dosis que se subestime o no se detecte debido al uso de métodos menos sensibles o de mediciones menos frecuentes.

7.149. Otra consideración al establecer un calendario de muestreo para el bioanálisis es la incertidumbre que conlleva la estimación de la incorporación debido al desconocimiento del momento en que tuvo lugar dentro del período de monitorización. En la referencia [13] se recomienda que, en general, los períodos de monitorización se seleccionen de modo que, suponiendo una incorporación en el punto medio de ese período, la subestimación de la incorporación no exceda de un factor de tres.

7.150. Los valores máximos de los intervalos de monitorización recomendados para diversos radionucleidos y diferentes técnicas de medición figuran en las referencias [108, 109].

7.151. Se ha propuesto también un enfoque gráfico de la determinación de los intervalos de monitorización, que tiene en cuenta las incertidumbres en los parámetros específicos del material (por ejemplo, la absorción y la distribución del tamaño de partículas), así como las incertidumbres respecto del momento en que tuvo lugar la incorporación [110]. La información sobre el límite de detección de una técnica de medición particular permite determinar un intervalo de monitorización adecuado para el nivel de dosis de interés.

7.152. En algunos casos, una o varias de las condiciones mencionadas en los párrafos 7.147 a 7.151 no podrán satisfacerse, debido a la falta de sensibilidad analítica, a los tiempos de recuento inaceptablemente largos para las mediciones directas, o a los intervalos de muestreo inaceptablemente cortos para la toma de muestras de excreciones, en particular cuando se requieran muestras fecales para monitorizar la inhalación de partículas insolubles (absorción pulmonar de tipo S). En tales casos, la evaluación de dosis debería basarse en otros tipos de mediciones, como el muestreo de la actividad en el aire con un dispositivo personal o la monitorización del lugar de trabajo.

Monitorización de una tarea

7.153. La monitorización de una tarea es, por definición, una monitorización no rutinaria (es decir, no incluida en la programación regular). Se lleva a cabo para obtener información sobre una determinada operación y, si es necesario, para fundamentar la adopción de decisiones sobre la ejecución de la operación. Es especialmente útil para los procedimientos de corta duración aplicados en condiciones que no serían satisfactorias para el uso a largo plazo. La monitorización de una tarea debería realizarse del mismo modo que la monitorización rutinaria, a menos que, por las circunstancias de la operación, por ejemplo porque los radionucleidos presentes son diferentes, o porque la probabilidad o la magnitud potencial de la exposición interna son considerablemente mayores, sea necesario proceder de otra manera.

Monitorización especial

7.154. La monitorización especial puede ser necesaria cuando se sepa o sospeche que hubo una exposición, o cuando se produzca un incidente inhabitual, como una pérdida de contención de materiales radiactivos indicada por una muestra tomada en el aire o en una superficie, o después de un accidente. Esta monitorización se realiza casi siempre en respuesta a una medición bioanalítica rutinaria que supera el nivel de investigación establecido, pero también puede ponerse en marcha a raíz de una medición efectuada en una muestra ocasional, por ejemplo una muestra de secreción nasal o un hisopado nasal, o un frotis de la contaminación superficial.

7.155. En situaciones de accidente, la atención y el tratamiento médico de las víctimas tendrán prioridad. Una vez estabilizadas las condiciones médicas de las víctimas, deberían adoptarse las medidas siguientes:

- a) Eliminar la contaminación externa, y pedir a los trabajadores que se duchen y se laven el pelo antes de proceder a cualquier medición bioanalítica directa.
- b) Determinar con la mayor rapidez posible el contenido de radionucleidos en el cuerpo entero.
- c) Asegurar la recogida de todas las excreciones.
- d) Tomar otras muestras biológicas, por ejemplo por hisopado nasal o frotis bucal (ya sea durante el tratamiento médico o durante los procedimientos de descontaminación).

- e) Tomar muestras del contaminante para el análisis más a fondo de los radionucleidos presentes y de las propiedades físicas y químicas de cada uno de ellos.

Estas medidas facilitan una estimación más fiable de la dosis efectiva comprometida causada por la exposición interna, lo que, junto con la dosis posiblemente recibida por exposición externa, será de la máxima importancia cuando se sospeche una exposición alta.

7.156. La monitorización especial realizada a raíz de un incidente no suele diferenciarse para nada, en lo que respecta a las técnicas de medición, de una monitorización rutinaria, aunque habrá que considerar si se precisan una mayor sensibilidad o tiempos de procesamiento más breves. Debería indicarse al laboratorio que el análisis de las muestras o las mediciones directas tienen prioridad sobre las mediciones rutinarias, y la frecuencia de la monitorización ulterior podría cambiar. El laboratorio debería ser informado asimismo de que las muestras pueden tener niveles de actividad superiores a lo normal. La técnica de medición podrá así adaptarse a la situación de monitorización especial, adoptando también las precauciones que sean necesarias para prevenir la contaminación de otras muestras. Por ejemplo, si las tasas de recuento son tan altas que las pérdidas debidas al tiempo de resolución impiden una correcta recopilación de datos, debería modificarse la geometría de la medición, realizando el recuento de la radiación corporal a una distancia mayor del detector y procediendo luego a una recalibración del sistema. Los laboratorios de radioquímica deberían adoptar medidas similares cuando sea preciso analizar muestras de excreciones (especialmente de heces) con elevados contenidos de radionucleidos.

Métodos de medición

7.157. Las incorporaciones de radionucleidos pueden determinarse con métodos de medición directa o indirecta. Las mediciones directas de los fotones de radiación γ o X (incluida la radiación de frenado) emitidos por radionucleidos depositados internamente se denominan en general mediciones de la actividad corporal, monitorización de cuerpo entero o recuento de la radiación corporal. Las mediciones indirectas son mediciones de la actividad en muestras ya sea biológicas (por ejemplo, excreciones) o físicas (por ejemplo, filtros de aire).

7.158. Cada tipo de medición tiene ventajas y desventajas, y la selección de uno u otro dependerá en gran medida de la naturaleza de la radiación que se deba medir.

7.159. Los métodos directos son útiles solo para los radionucleidos que emiten fotones de suficiente energía, y en cantidades suficientes, para que escapen del cuerpo y puedan ser medidos por un detector externo. Muchos productos de fisión y productos de activación pertenecen a esta categoría. Los radionucleidos incorporados que no emiten fotones energéticos (como el ^3H , el ^{14}C , el $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ o el ^{239}Pu) pueden medirse normalmente solo por métodos indirectos. Sin embargo, algunos emisores β , especialmente los que generan emisiones de alta energía, como el ^{32}P o el $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, pueden medirse a veces ‘directamente’ a través de la radiación de frenado que producen. Debido a sus sensibilidades relativamente bajas, estas mediciones de la radiación de frenado no deberían emplearse normalmente en la monitorización rutinaria.

7.160. Las recomendaciones sobre los principios de medición y los instrumentos utilizados, expuestas en la referencia [111], se resumen en el apéndice V de la presente publicación.

7.161. Cuando son posibles, las mediciones directas ofrecen la ventaja de dar una estimación rápida y conveniente de la actividad total en el cuerpo, o en una determinada parte de este, en el momento de la medición. Por ello, la medición directa del contenido de actividad en el cuerpo o en un órgano, por ejemplo la medición del ^{137}Cs y el ^{131}I , debe ser el método preferido para la evaluación de dosis, si tiene una sensibilidad suficiente. Sin embargo, las mediciones del cuerpo entero y las mediciones de órganos particulares se ven afectadas por una mayor incertidumbre en la calibración, especialmente en el caso de los emisores de fotones de baja energía. La realización de mediciones directas puede requerir la retirada del trabajador de cualquier otro trabajo que suponga una exposición a radiaciones durante todo el período en que se midan las características de retención. Estas mediciones exigen también, normalmente, el uso de instalaciones y equipo especiales y debidamente blindados (y, por lo tanto, caros).

7.162. Las mediciones directas son útiles para las determinaciones cualitativas y cuantitativas de los radionucleidos presentes en una mezcla que pueda haber sido inhalada, ingerida o inyectada. Además, estas mediciones pueden ayudar a identificar el modo de incorporación mediante la determinación de la distribución de la actividad en el cuerpo. La incorporación por inhalación de aerosoles insolubles (absorción pulmonar de tipo S) que contengan radionucleidos emisores de radiación γ puede detectarse fácilmente y con exactitud utilizando la técnica del recuento pulmonar, por ejemplo midiendo el U_3O_8 ; esta incorporación no sería detectada, probablemente, con una técnica bioanalítica. Otro ejemplo es el del yodo radiactivo, en que el sistema de recuento de la actividad en la tiroides permite cuantificar la incorporación de radioyodo en esta glándula. Las

mediciones secuenciales, cuando son posibles, pueden revelar la redistribución de la actividad, y proporcionar información sobre la retención corporal total y el comportamiento biocinético de los radionucleidos en el organismo.

7.163. Las mediciones indirectas tienen, por lo general, una menor repercusión en las tareas de los trabajadores, pero requieren el acceso a un laboratorio de análisis radioquímicos. Estos laboratorios podrán utilizarse también para mediciones de muestras ambientales, pero las mediciones de actividades altas (como las de la química del agua de los reactores) deberían realizarse en laboratorios aparte. Las mediciones de muestras de excreciones se utilizan para determinar la tasa de eliminación de radionucleidos del cuerpo por una ruta particular, con ayuda de un modelo biocinético que dé el contenido corporal y la incorporación a partir de los resultados de esas mediciones. Debido a la capacidad de los análisis radioquímicos de detectar niveles de actividad bajos, las mediciones practicadas en muestras de excreciones ofrecen normalmente un medio sensible de estimar la actividad en el cuerpo.

Límites de detección y umbrales de decisión

7.164. Los métodos de medición tienen determinados límites de detección que dependen del nivel de la radiación de fondo natural, de las fluctuaciones estadísticas en las tasas de recuento y de factores relacionados con la preparación y el análisis de las muestras. Los conceptos del límite de detección y el umbral de decisión, y su aplicación a mediciones de la actividad *in vivo* e *in vitro*, se documentan en las referencias [62, 112, 113].

7.165. El número medido de cuentas brutas N_B es la suma de las desintegraciones debidas a la radiación de fondo N_F (la radiación de fondo natural y los radionucleidos distintos del que interesa) y las desintegraciones netas N_N debidas al radionucleido monitorizado:

$$N_B = N_F + N_N \quad (28)$$

La actividad en la muestra o en el cuerpo se calcula dividiendo el número de cuentas netas por un factor de eficiencia apropiado .

7.166. El límite de detección para un radionucleido y un procedimiento de medición dados puede evaluarse antes de la medición de la muestra. Ese límite indica la actividad mínima en la muestra (para los métodos indirectos) o en el cuerpo (para los métodos directos) que podrá detectarse con una probabilidad especificada de un resultado negativo falso. El límite de detección permite

adoptar de antemano una decisión sobre la idoneidad de un método de medición para un determinado programa de monitorización.

7.167. Una vez realizada la medición, la tasa de cuentas neta medida debería compararse con el umbral de decisión. Este umbral se define de modo tal que, si la tasa de cuentas lo supera, podrá decirse que la muestra o el cuerpo contiene el radionucleido monitorizado con una probabilidad α especificada de un resultado positivo falso. Si la tasa de cuentas medida es inferior al umbral de decisión, no podrá concluirse que el radionucleido no está presente; sin embargo, se sabrá que, si lo está, su actividad en la muestra o en el cuerpo es inferior al límite de detección.

7.168. En los casos en que N_F es suficientemente grande (superior a 30, aproximadamente) para que la distribución de Poisson pueda aproximarse con una distribución normal, el umbral de decisión (UD) y el límite de detección (LD) (expresados como tasas de cuentas) pueden calcularse como sigue:

$$UD = k_{1-\alpha} \sqrt{\lambda_B \left(\frac{1}{T_B} + \frac{1}{T_S} \right)} \quad (29)$$

$$LD = (k_{1-\alpha} + k_{1-\beta}) \sqrt{\lambda_B \left(\frac{1}{T_B} + \frac{1}{T_S} \right)} \quad (30)$$

donde

$k_{1-\alpha}$ y $k_{1-\beta}$ son los percentiles $1-\alpha$ y $1-\beta$ de la distribución normal, respectivamente (las probabilidades α y β se consideran en general iguales al 5 %, en cuyo caso $k_{1-\alpha} = k_{1-\beta} = 1,645$);

λ_F es la tasa de cuentas de fondo, que puede determinarse con mediciones del fondo en ausencia de la actividad de la muestra; y

T_F y T_M son las duraciones de la medición de la radiación de fondo y de la medición de la muestra, respectivamente.

7.169. En la referencia [109] se encontrarán los valores representativos de los límites de detección de diferentes radionucleidos y métodos de medición. La referencia [113] contiene ejemplos de la aplicación del cálculo del límite de detección, el umbral de decisión y otras magnitudes en una selección de técnicas bioanalíticas.

7.170. La base teórica de la definición del umbral de decisión y del límite de detección radica en la aplicación del teorema de Bayes; esta es una base teórica distinta de la utilizada en la definición de la actividad mínima detectable o la cantidad mínima detectable [114]. Sin embargo, en las técnicas de monitorización de la contaminación interna, los valores de la cantidad mínima detectable y del límite de detección son casi siempre iguales, si la incertidumbre asociada con la eficiencia del recuento es insignificante.

7.171. En las referencias [19, 112, 113] figuran más aclaraciones y aplicaciones de estos conceptos a los métodos directos e indirectos.

Calibración

Métodos directos

7.172. Los contadores de cuerpo entero y de órganos particulares deberían calibrarse con un maniquí o modelo que simule el cuerpo humano o el órgano y que contenga una cantidad conocida de los radionucleidos en cuestión, ya sea en solución, en fuentes selladas introducidas dentro del maniquí o en una fuente permanente contenida en una matriz sólida de material equivalente al tejido.

7.173. El maniquí del cuerpo entero más conveniente para los usos generales consiste en un conjunto de contenedores plásticos llenos de soluciones acuosas radiactivas normalizadas. Este concepto se ha aplicado a la creación de maniqués con un conjunto de cilindros de polietileno de sección transversal circular o elíptica. Las proporciones adecuadas de cada sección de un maniquí representativo del cuerpo de un adulto figuran en la referencia [115]. En la referencia [116] se describen maniqués que representan a personas de diferentes grupos de edad.

7.174. Se han desarrollado asimismo maniqués que no contienen soluciones acuosas de los radionucleidos y, por lo tanto, plantean un riesgo menor de derrame o contaminación. Algunos están rellenos con geles orgánicos, en los que se encuentran los radionucleidos [116]. Otra posibilidad consiste en introducir numerosas fuentes puntuales en bloques de polietileno, con los que pueden luego construirse fácilmente maniqués de diversas estaturas y pesos corporales, como se ilustra en la referencia [117]. También hay modelos correctamente preparados de la glándula tiroidea, los pulmones y, para los radionucleidos con tropismo óseo, la rodilla o el cráneo [115]. Diversas publicaciones presentan diferentes estilos y aplicaciones de maniqués y modelos, y describen los materiales sustitutivos del tejido y la construcción de esos modelos (véanse las referencias [118 a 123]).

7.175. Los métodos de calibración que utilizan maniqués o modelos son métodos relativos. Algunos métodos absolutos no requieren el uso de un patrón radiactivo para la calibración, pero en esos casos las calibraciones deberían confirmarse siempre con ayuda de un patrón de referencia. En estas calibraciones se utilizan los modelos matemáticos desarrollados para los cálculos de Monte Carlo de la eficiencia de la detección (véanse las referencias [124 a 127]). La ventaja de estos modelos es que permiten simular diferentes distribuciones de los radionucleidos en el cuerpo, y también diferentes tamaños, formas y relaciones geométricas de los órganos internos. Sin embargo, las eficiencias calculadas deberían compararse minuciosamente con los valores medidos, para verificar la exactitud de la calibración. Esto será necesario, en particular, cuando deban medirse fotones de baja energía o cuando la distribución de los radionucleidos en el cuerpo no sea homogénea.

Métodos indirectos

7.176. Los métodos de calibración dependen de los instrumentos utilizados. Debería contarse con patrones en forma de soluciones de radionucleidos, radionucleidos trazadores, o isótopos estables de los elementos que se deban determinar (como en el caso del estroncio).

7.177. Cuando haya que medir radionucleidos emisores de radiación γ , las cuentas γ obtenidas de una muestra deberían compararse con las de un patrón que contenga una cantidad conocida del mismo radionucleido, medida utilizando la misma geometría de recuento. Si se emplea la espectrometría γ , deberán construirse curvas de la eficiencia en función de la energía para diferentes geometrías, utilizando los patrones de medición de esas geometrías. Al preparar las curvas de eficiencia deberían tomarse en consideración los valores relativos de las distintas emisiones γ obtenidos con diferentes patrones de radionucleidos.

7.178. Para los emisores β analizados con contadores de centelleo líquido deberían utilizarse patrones internos y externos. Habrá que tener cuidado de que las condiciones de enfriamiento rápido sean las mismas para las muestras y los patrones.

7.179. Muchas técnicas radioquímicas se basan en procedimientos de separación en que la recuperación puede ser muy variable y depende en cierta medida de la matriz de muestras que se deba analizar. Deberían emplearse métodos que permitan determinar el rendimiento de la separación química o los procedimientos de extracción. Con ese fin, en el momento más temprano posible del procedimiento debería añadirse a la muestra una cantidad conocida de un

radionucleido trazador (por ejemplo, de ^{243}Am en el caso del ^{241}Am) para poder realizar una medición directa de la recuperación química.

7.180. En la referencia [128] se describen diversos métodos de calibración para el recuento indirecto.

Criterios funcionales

7.181. Los criterios funcionales aplicables a los métodos directos e indirectos se describen en detalle en la referencia [62].

7.182. El sesgo relativo es una medida de la diferencia entre el valor evaluado de la actividad y el valor real. Este criterio debería verificarse con maniqués o muestras de prueba que contengan un valor conocido de actividad A_{ai} . El sesgo relativo B_{ri} del valor i de una serie de mediciones con respecto al valor correcto de la magnitud medida se define como sigue:

$$B_{ri} = \frac{A_i - A_{ai}}{A_{ai}} \quad (31)$$

donde A_i es el valor de la medición i de la serie en estudio.

7.183. El sesgo relativo B_r de esta serie de mediciones estará dado por el promedio de los distintos sesgos relativos B_{ri} :

$$B_r = \sum_{i=1}^n \frac{B_{ri}}{n} \quad (32)$$

donde n es el número de mediciones de prueba ($n > 5$).

7.184. La repetibilidad del método de medición se define como la dispersión relativa de los valores de B_{ri} con respecto a la media B_r :

$$S_{B_r} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (B_{ri} - B_r)^2}{n-1}} \quad (33)$$

7.185. B_r debería situarse entre $-0,25$ y $+0,50$ para los valores de A_{ai} que sean de 5 a 10 veces superiores al límite de detección. El valor de S_{B_r} debe ser

inferior o igual a 0,4. Cuando sea superior a 0,4, deberían tomarse las medidas correctivas adecuadas.

Incertidumbres en las mediciones de la monitorización

7.186. Como se indicó en los párrafos 7.62 a 7.71, las orientaciones generales para la evaluación de las incertidumbres figuran en las referencias [65, 66]. En las referencias [60, 67 a 73] se encontrarán otras orientaciones acordes con las de la referencia [66].

7.187. El resultado de la evaluación de la incertidumbre debe ser realista para la aplicación de que se trate. El esfuerzo invertido en esa evaluación debería ser proporcionado al fin de protección radiológica que se persiga.

7.188. En los programas de monitorización de las incorporaciones de radionucleidos, la evaluación de las incertidumbres de las mediciones permite:

- a) decidir objetivamente si el resultado es compatible con las incorporaciones anteriores o si debería considerarse como una incorporación nueva;
- b) detectar los datos correspondientes a valores atípicos;
- c) analizar estadísticamente los resultados de los procedimientos de ajuste utilizados para evaluar las incorporaciones a partir de más de un punto de datos.

7.189. En el caso de una medición de la actividad en el cuerpo o en una muestra biológica, puede suponerse que las incertidumbres de tipo A (véase el párrafo 7.66) proceden solo de las estadísticas de recuento, lo que puede describirse con una distribución de Poisson, mientras que las incertidumbres de tipo B (véase el párrafo 7.67) corresponden a todas las otras fuentes de incertidumbre.

7.190. En la referencia [109] se parte del supuesto de que la incertidumbre global de una medición puede expresarse en términos de una distribución logarítmico-normal. La desviación típica geométrica de la distribución está dada por el factor de dispersión (FD). La incertidumbre total se determina utilizando la siguiente ecuación:

$$FD = \exp \sqrt{\sum_i \ln(FD_i)^2} \quad (34)$$

donde la suma abarca todas las incertidumbres de tipo A y B. Según la referencia [129], ese supuesto se considera válido cuando las incertidumbres de tipo A son relativamente pequeñas, es decir, cuando:

$$\frac{\ln(\text{FD}_B)}{\ln(\text{FD}_A)} > 3 \quad (35)$$

donde FD_A y FD_B son los factores de dispersión de las incertidumbres de tipo A y B, respectivamente.

7.191. La referencia [110] comprende una compilación de los valores típicos de los diferentes componentes de la incertidumbre en distintos métodos de monitorización directos e indirectos.

7.192. Como ejemplos de las fuentes de incertidumbre de tipo B en las mediciones *in vivo* cabe mencionar:

- a) Los errores en la geometría de recuento.
- b) La posición de la persona en relación con el detector y su movimiento durante el recuento.
- c) La determinación del grosor de la pared torácica.
- d) Las diferencias entre el maniquí o modelo y la persona o el órgano sometidos a medición, entre ellas:
 - i) las características geométricas;
 - ii) la densidad;
 - iii) la distribución del radionucleido en el cuerpo y el órgano;
 - iv) el coeficiente de atenuación lineal.
- e) La interferencia debida a depósitos de materiales radiactivos en regiones adyacentes del cuerpo.
- f) La resolución espectroscópica y la superposición de máximos.
- g) La estabilidad electrónica.
- h) La interferencia de otros radionucleidos.
- i) Las variaciones en la radiación de fondo.
- j) La actividad del patrón del radionucleido utilizado para la calibración.
- k) La contaminación externa superficial de la persona.
- l) La interferencia de elementos radiactivos naturales presentes en el cuerpo.
- m) Las incertidumbres de la fuente de calibración.

7.193. Las fuentes de incertidumbre de tipo B de las mediciones *in vitro* incluyen lo siguiente:

- a) la cuantificación del volumen o el peso de la muestra;
- b) los errores en la dilución y el pipetado;
- c) la evaporación de las soluciones almacenadas;
- d) la estabilidad y actividad de los patrones utilizados para la calibración;
- e) la similitud del rendimiento químico del trazador y el radioelemento de interés;
- f) las correcciones correspondientes a la muestra inactiva;
- g) las contribuciones de la radiación de fondo a la excreción de radionucleidos, y las fluctuaciones de esa radiación;
- h) la estabilidad electrónica;
- i) la resolución espectroscópica y la superposición de máximos;
- j) la contaminación de la muestra y las impurezas;
- k) el posicionamiento de la fuente para el recuento;
- l) la variación en la densidad y la forma del modelo para la calibración;
- m) los supuestos con respecto a la homogeneidad en la calibración;
- n) en el recuento por centelleo líquido, las diferencias en el enfriamiento rápido de la muestra y del patrón de calibración.

7.194. Si las muestras se toman en períodos de menos de 24 horas, deberían normalizarse para trabajar con el valor correspondiente a 24 horas (véase el párrafo V.22). Esta normalización introduce fuentes adicionales de incertidumbre de tipo B: la incertidumbre en el período de muestreo y la incertidumbre relacionada con la variabilidad biológica (interindividual e intraindividual).

Interpretación de las mediciones y evaluación de dosis

7.195. La incorporación de radionucleidos y la consiguiente dosis efectiva comprometida deberían evaluarse a partir de los resultados de las mediciones de monitorización de conformidad con el diagrama presentado en la figura 2 y descrito en los párrafos 2.48 a 2.53. En el caso de la monitorización rutinaria, debería presuponerse que la incorporación tuvo lugar en el punto medio del período de monitorización.

7.196. En algunos casos, el valor medido M deberá someterse a alguna transformación antes de su división por la fracción $m(t)$ para obtener la incorporación. Por ejemplo, las muestras de orina recogidas en menos de 24 horas deberían normalizarse para utilizar el valor correspondiente a un período de 24 horas.

7.197. Según las referencias [108, 110], la incorporación y la dosis no deberían evaluarse si el valor medido M es inferior al valor crítico M_c , definido en la

referencia [108] como el valor del resultado de la medición por debajo del cual podrá considerarse innecesario evaluar explícitamente la incorporación o la dosis, ya que la dosis anual sería insignificante incluso si la incorporación se repitiera en todos los períodos de monitorización del año de contabilización.

7.198. En las referencias [108, 109], el valor de la dosis comprometida anual para el que la evaluación se considera innecesaria se fija en 0,1 mSv. Por lo tanto, con N períodos de monitorización por año, el valor crítico M_{c_j} (en becquerels) para la incorporación del radionucleido j en cualquier período de monitorización estará dado por:

$$M_{c_j} = \frac{0,0001}{N \cdot e(g)_j} m(t_0)_j \quad (36)$$

donde $e(g)_j$ es la dosis efectiva comprometida por unidad de actividad incorporada (coeficiente de dosis) por ingestión o inhalación del radionucleido j , según proceda (en sieverts por becquerel), y $m(t_0)$ es la fracción de la incorporación que persiste en el cuerpo o en la muestra de excreciones cuando ha transcurrido un período de tiempo t_0 entre la incorporación y la toma de la muestra. Por lo general se supone que la incorporación tuvo lugar en el punto medio del período de muestreo, en cuyo caso t_0 se calcula utilizando la ecuación (23).

7.199. El valor medido debería registrarse (si supera el umbral de decisión), a fin de documentar que la medición se realizó y dejar constancia de la información necesaria para una posible reevaluación de la dosis en el futuro.

7.200. Los valores de M_c correspondientes a un valor de dosis insignificante de 0,1 mSv para diversos radionucleidos y para los entornos típicos de un programa de monitorización figuran en las referencias [108, 110]. El cálculo de esos valores de M_c se basó en los parámetros definidos en la referencia [15], y en las funciones bioanalíticas (funciones de retención y de excreción) y los coeficientes de dosis especificados en las referencias [13, 130].

7.201. En el caso de muchos radionucleidos, los valores de las fracciones retenidas o las fracciones excretadas $m(t)$ y de los coeficientes de dosis $e(g)$ están dados para diferentes tipos de absorción pulmonar o diferentes valores de absorción intestinal. La elección del valor más apropiado en una situación particular debería basarse en el conocimiento de las características fisicoquímicas de los materiales presentes en el lugar de trabajo. En los cuadros III.2B y III.2C de la publicación GSR Part 3 [2] figuran los factores de transferencia intestinal y los tipos de absorción pulmonar, respectivamente, para diversas formas químicas

de los elementos pertinentes. A veces, puede haber poca información sobre las características de la incorporación, en cuyo caso debería utilizarse el valor más restrictivo (es decir, el que indique la dosis más alta).

7.202. Los valores de las fracciones retenidas o excretadas $m(t)$ y de los coeficientes de dosis efectiva comprometida $e(g)$ dados en las referencias [13, 14], respectivamente, se refieren a rutas de incorporación específicas y no deberían utilizarse directamente para evaluar las dosis recibidas por inyección en la sangre, transferencia a la sangre en el lecho de una herida o absorción cutánea.

7.203. Las mediciones de la concentración de la actividad en el aire pueden compararse directamente con los valores de la concentración derivada en aire como aportación a la evaluación de las condiciones en el lugar de trabajo. Sin embargo, la interpretación de las mediciones de la concentración de la actividad en el aire para los fines de la evaluación de dosis puede ser difícil, porque esas mediciones corresponden a la concentración de radionucleidos presente en el aire en el lugar en que se encuentre el dispositivo de toma de muestras, que no será necesariamente la zona en que respire el trabajador. Sin embargo, un muestreador de aire personal colocado en la solapa del trabajador o en su casco protector podrá tomar una muestra que sea representativa de la concentración de actividad en el aire que el trabajador haya inhalado, salvo cuando la muestra comprenda solo unas pocas partículas. Las mediciones de la concentración de la actividad en el aire, combinadas con los tiempos de exposición medidos y con los supuestos relativos a la frecuencia respiratoria, podrán utilizarse para estimar la incorporación. Este es el mejor método para determinar las incorporaciones de radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th por los trabajadores participantes en actividades industriales en que haya material radiactivo natural (véase el párrafo 7.136). El método puede utilizarse también para determinar las incorporaciones de otros radionucleidos, como el ^{14}C (en forma particulada), el ^{239}Pu y el ^{235}U , para los que los métodos directos y otros métodos indirectos de evaluación de la actividad en el cuerpo no son suficientemente sensibles.

7.204. El control de la exposición debida a los descendientes del ^{222}Rn en situaciones de exposición existentes no requiere normalmente el cálculo de la dosis efectiva. Los niveles de referencia para la exposición causada por los descendientes del ^{222}Rn se expresan en términos de la concentración media de gas ^{222}Rn ponderada según el tiempo (en becquerels por metro cúbico). Sin embargo, en las situaciones especiales en que la exposición ocupacional causada por los descendientes del ^{222}Rn esté sujeta a los requisitos aplicables a las situaciones de exposición planificadas (véase el párrafo 3.161), se precisará un factor para calcular la dosis efectiva dimanante de una exposición dada a esos

radioisótopos. Esto se debe a que en esas situaciones será necesario asegurarse de que no se superen los límites de la dosis efectiva. Además, la conversión de la exposición ocupacional debida a los descendientes del ^{222}Rn en una dosis efectiva permite comparar esa exposición con la causada por otras fuentes, como la radiación γ externa o la inhalación de radionucleidos en el polvo.

7.205. La dosis efectiva comprometida se determina habitualmente a partir de la exposición debida a los descendientes del ^{222}Rn , y no de la incorporación, utilizando la expresión:

$$E_{inh} = H_{DRn} P_{DRn} \quad (37)$$

donde

E_{inh} es la dosis efectiva comprometida (mSv) por inhalación de los descendientes del ^{222}Rn ;

H_{DRn} es la dosis efectiva comprometida por unidad de exposición a la energía α potencial (mSv por $\text{mJ}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$); y

P_{DRn} es la exposición a la energía α potencial ($\text{mJ}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$).

7.206. Ya se han hecho, y se siguen haciendo, una serie de estimaciones de la H_{DRn} , la dosis efectiva comprometida por unidad de exposición debida a los descendientes del ^{222}Rn . Las estimaciones obtenidas en estudios epidemiológicos de trabajadores mineros han dado, en general, valores más bajos que los obtenidos con el método dosimétrico. El Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas recomienda una dosis por unidad de exposición equivalente de equilibrio de 9 nSv por $\text{Bq}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$ [23], lo que, expresado en dosis por unidad de exposición a la energía α potencial, corresponde a un valor de 1,6 mSv por $\text{mJ}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$. La ICRP recomienda el uso de coeficientes de dosis basados en modelos biocinéticos y dosimétricos [131].

7.207. Algo parecido ocurre con respecto a las incorporaciones de ^{220}Rn y sus descendientes. Se considera que una exposición equivalente de equilibrio debida a una inhalación de los descendientes del ^{220}Rn de 1 $\text{Bq}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$ produce una dosis efectiva comprometida de 40 nSv [132]. Sobre la base de este valor, la dosis efectiva comprometida por unidad de exposición a la energía α potencial es de alrededor de 0,5 mSv por $\text{mJ}\cdot\text{h}\cdot\text{m}^{-3}$. Para un período de exposición anual de 2000 horas, cabe deducir que:

- a) Una concentración media de la actividad del ^{212}Pb en aire ponderada según el tiempo de 1 Bq/m^3 corresponde a una dosis efectiva anual comprometida de aproximadamente $0,08 \text{ mSv}$.
- b) Una concentración media de energía α potencial ponderada según el tiempo de $1 \mu\text{J/m}^3$ corresponde a una dosis efectiva anual comprometida de aproximadamente 1 mSv .

Uso de datos específicos del lugar de trabajo, los materiales y las personas

7.208. Los valores de los parámetros de referencia de los modelos utilizados para calcular las funciones de retención, las funciones de excreción y los coeficientes de dosis se basan en la ‘persona de referencia’ o el ‘trabajador de referencia’ definidos por la ICRP [16]. Los modelos y sus parámetros se han desarrollado para formas físicas y químicas definidas de los radionucleidos. En algunas circunstancias, es probable que las formas físicas o químicas de los radionucleidos utilizados en un determinado lugar de trabajo no correspondan a los valores de los parámetros de referencia empleados para los modelos biocinéticos. En esos casos, un análisis del tamaño de las partículas y de la solubilidad de las muestras de partículas radiactivas suspendidas en el aire puede ayudar a elaborar evaluaciones de dosis más fiables.

7.209. Incluso cuando todos los supuestos de los modelos biocinéticos de referencia sean adecuados para un lugar de trabajo dado, habrá igualmente diferencias interindividuales, en lo que respecta a las tasas de excreción y a otros parámetros biocinéticos, para una misma incorporación de un radionucleido. En estas circunstancias, debería estudiarse la posibilidad de elaborar modelos específicos para cada material y persona.

7.210. Además, para evaluar la dosis después de una exposición accidental se necesita información más específica sobre el tiempo y las pautas de incorporación, la forma fisicoquímica de los radionucleidos y las características de la persona (como su masa corporal). Asimismo, en situaciones de accidente pueden ser pertinentes otras vías de exposición, además de aquellas para las que se calcularon los valores de $m(t)$ y $e(g)$ (como la absorción de radionucleidos a través de la piel intacta o de una herida). Los modelos biocinéticos para estas vías de exposición se describen en el apéndice IV.

7.211. Si las incorporaciones son pequeñas, los modelos de referencia serán probablemente adecuados para estimar las dosis resultantes. En cambio, si la estimación de una incorporación corresponde a una proporción importante del límite de dosis, deberá considerarse la posibilidad de elaborar parámetros para un

modelo biocinético que sean específicos del material o la persona en cuestión, a fin de estimar con más exactitud la dosis efectiva comprometida.

7.212. De conformidad con la referencia [108], esa evaluación específica debería realizarse cuando la dosis determinada mediante la evaluación estándar supere el nivel de investigación definido en la referencia [106].

7.213. Según el enfoque graduado adoptado en la referencia [109], debería utilizarse información específica sobre el lugar de trabajo cuando la dosis evaluada con los modelos de referencia (evaluación estándar) exceda de 1 mSv. Además, debería tomarse en consideración el uso de información específica sobre la persona cuando la dosis evaluada mediante los modelos de referencia (evaluación estándar) exceda de 6 mSv. Estos modelos biocinéticos específicos pueden desarrollarse a partir de mediciones directas secuenciales y mediciones indirectas de los trabajadores expuestos.

7.214. El depósito de las partículas de polvo inhaladas en las vías respiratorias depende del tamaño de esas partículas. Un ejemplo común de las condiciones en que se necesita información específica sobre el material en cuestión es cuando la distribución del tamaño de las partículas de polvo en suspensión difiere considerablemente de la que se supuso en los modelos de referencia (es decir, un diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad (DAMA)¹⁹ de 5 μm y una desviación típica geométrica de 2,5 [133]). Por ejemplo, en las actividades industriales que comprenden material radiactivo natural, el DAMA del polvo en suspensión en el aire se sitúa típicamente en el intervalo de 1 a 20 μm . Los coeficientes de dosis para un DAMA de 1 μm (junto con los correspondientes a un DAMA de 5 μm) se consignan en la referencia [14]. Para los DAMA distintos de 1 y 5 μm , las fracciones de partículas radiactivas inhaladas depositadas en las diversas regiones del aparato respiratorio deberían determinarse utilizando el modelo del aparato respiratorio de la ICRP, para calcular luego un coeficiente de dosis apropiado.

¹⁹ El DAMA es el diámetro aerodinámico al que un 50 % de la actividad en suspensión en un aerosol especificado está asociado con partículas de diámetro inferior al DAMA y, por lo tanto, el restante 50 % de la actividad procede de partículas de diámetro superior al DAMA. En dosimetría interna, el DAMA se utiliza para simplificar, en un único valor 'promedio', el diámetro aerodinámico representativo del aerosol en su conjunto. Por lo general se emplea para los tamaños de partícula superiores a 0,5 μm , en que el depósito depende principalmente del impacto inercial y la sedimentación.

7.215. Cuando se necesite información sobre la distribución del tamaño de partículas para la correcta interpretación de la incorporación de radionucleidos y la posterior evaluación de dosis, esa distribución del tamaño de partículas en el aire debería determinarse utilizando, por ejemplo, un impactor en cascada. Como mínimo, las mediciones de las muestras de aire deberían incluir la concentración de la fracción respirable de las partículas en suspensión.

7.216. También puede necesitarse información más específica sobre los tipos de absorción del material en los fluidos corporales tras la inhalación o ingestión, según el caso (véase una evaluación de esta clase en la referencia [110]).

7.217. En las actividades industriales que comprenden material radiactivo natural, un trabajador puede sufrir una exposición interna debida a la inhalación de partículas de polvo en suspensión que contengan radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th . Estos radionucleidos se encuentran generalmente dentro de una matriz de elementos no radiactivos y sus compuestos, en cuyo caso esas matrices determinarán la solubilidad de las partículas. Por lo tanto, es adecuado escoger, para esos radionucleidos, un único tipo de absorción pulmonar correspondiente a la solubilidad de la matriz mineral [103]. Numerosos tipos de materiales radiactivos naturales industriales, incluidas las menas metalíferas, las arenas minerales y las incrustaciones ricas en radio, son resistentes a todas las formas de ataque químico, salvo las más vigorosas. Por lo tanto, para los radionucleidos contenidos en partículas de polvo que procedan de esos materiales, debería suponerse una absorción pulmonar de tipo S.

7.218. Dado que la determinación retrospectiva de las características de las partículas después de una exposición puede ser difícil, debería tomarse en consideración la posibilidad de obtener información específica sobre el material antes de establecer un programa de monitorización de los trabajadores. El análisis de muestras del aire y de la contaminación superficial en el lugar de trabajo también puede ayudar a interpretar las mediciones bioanalíticas; por ejemplo, la medición de la relación entre el ^{241}Am y el $^{239+240}\text{Pu}$ será útil cuando la medición directa del ^{241}Am en el pulmón sea la base para determinar las incorporaciones de plutonio o la solubilidad de las partículas inhaladas [134, 135].

7.219. En algunos lugares de trabajo, las incorporaciones se determinan a partir de mediciones de las concentraciones de masa de polvo en el aire.²⁰ En tales

²⁰ En las actividades industriales que utilizan material radiactivo natural, las concentraciones de masa del polvo suspendido en el aire se monitorizan en muchos casos para los fines de la higiene industrial.

casos, el cálculo de la incorporación requiere el conocimiento de la concentración de la actividad (la actividad por unidad de masa) de las partículas de polvo en suspensión. A veces, puede suponerse que la composición de las partículas de polvo en suspensión, y por lo tanto su actividad por unidad de masa, son las del material de proceso. En otros casos, será necesario someter las partículas de polvo a un análisis químico, para determinar su composición, o medir la concentración de la actividad de esas partículas (la actividad por unidad de masa) directamente por análisis radiométrico.

7.220. La variabilidad interindividual, e incluso la variabilidad en la tasa de excreción diaria de un mismo individuo, será con frecuencia más importante que las diferencias entre un modelo biocinético de referencia y un modelo desarrollado específicamente para una persona dada. A fin de reducir en parte esta variabilidad, los períodos de recolección de muestras de excreciones deberían ser suficientemente largos (por ejemplo, de 24 h para la orina y de 72 h para las heces).

7.221. El uso de parámetros de modelización específicos de la persona (por ejemplo, las tasas de transferencia del modelo biocinético sistémico) debería ser poco frecuente en circunstancias normales. Si se introducen modificaciones en la biocinética o en otras características anatómicas del modelo, no podrán utilizarse los valores de los parámetros de la ICRP para calcular la dosis equivalente en un tejido u órgano, o la dosis efectiva comprometida, porque esos parámetros se basan en la persona de referencia o el trabajador de referencia (definidos en la referencia [16]).

7.222. Habrá que tener particular cuidado con la interpretación de las mediciones bioanalíticas cuando se hayan utilizado técnicas de intervención destinadas a bloquear la absorción de radionucleidos o a aumentar su excreción, como la administración de diuréticos, laxantes, o bloqueantes o quelantes, y cuando se haya procedido a la eliminación de la contaminación o a una intervención quirúrgica en el lecho de una herida. Estas técnicas influyen en el comportamiento biocinético de los radionucleidos incorporados y lo modifican, invalidando así el uso de los métodos de modelización normalizados para estimar la incorporación y la dosis a partir de las mediciones bioanalíticas.

7.223. En esos casos, deberían utilizarse otros enfoques, como el descarte de los datos sobre la excreción derivados de las muestras de excreciones tomadas durante el período en que quepa suponer que el tratamiento influyó en las tasas de excreción, o la modificación de los modelos estándar para tener en cuenta el efecto del tratamiento. En las referencias [136 a 144] figuran ejemplos de análisis

realizados después de la administración del quelante Ca-DTPA (una sal de calcio del ácido dietilnotriaminopentaacético) en casos de incorporaciones accidentales de actínidos. Las mediciones bioanalíticas para la evaluación de dosis se realizan después de un cierto tiempo del tratamiento con Ca-DTPA, hasta que la excreción del radionucleido se estabiliza en las muestras de orina.

Incertidumbres en las evaluaciones de dosis

7.224. Los modelos elaborados por la ICRP para describir el comportamiento de los radionucleidos en el cuerpo humano y, por lo tanto, para determinar las incorporaciones, son los métodos más actualizados disponibles para la evaluación de dosis. Sin embargo, la fiabilidad de las estimaciones de las dosis depende de la exactitud de los modelos y de los factores que puedan limitar su aplicación en circunstancias particulares.

7.225. En particular, el conocimiento del momento de la incorporación de los radionucleidos en el organismo, y del carácter agudo o crónico de esa incorporación, es esencial para una estimación fiable de la dosis. Según las referencias [145, 146]:

- a) El supuesto de que la incorporación tuvo lugar en el punto medio del período de monitorización podría tender a dar una sobrestimación de la incorporación real.
- b) El supuesto de una incorporación crónica constante durante todo el período de monitorización produce una estimación no sesgada de la incorporación real, a condición de que la medición y la función de excreción se conozcan con exactitud o por lo menos no estén sesgadas.

7.226. Otra fuente de incertidumbre en el proceso de evaluación de dosis es el conocimiento de la vía de incorporación y de las características fisicoquímicas de los radionucleidos que penetraron en el cuerpo. En el caso de los radionucleidos inhalados, el tamaño de las partículas tiene una influencia muy marcada en el depósito en el sistema respiratorio, mientras que en el caso de la ingestión, el factor de absorción intestinal f_1 determina en gran medida la dosis efectiva comprometida. En la monitorización rutinaria cuando las exposiciones son claramente inferiores a las correspondientes a los límites de dosis, los parámetros por defecto establecidos en la publicación GSR Part 3 [2] pueden ser suficientes para evaluar las incorporaciones. Cuando las exposiciones son cercanas o superiores a las correspondientes a los límites de dosis, puede ser necesaria y debería obtenerse más información específica sobre la forma física y química

de la incorporación y sobre las características de la persona, para mejorar la exactitud de las predicciones de la modelización.

7.227. Los modelos utilizados para las evaluaciones de dosis tienen las siguientes fuentes de incertidumbre:

- a) La estructura del modelo biocinético.
- b) Los datos biocinéticos humanos empleados en la formulación del modelo.
- c) La extrapolación de los datos biocinéticos de animales a los seres humanos (extrapolación entre especies).
- d) La extrapolación de los datos biocinéticos de un elemento químico a un análogo químico, sobre la base del supuesto de que existen estrechas similitudes fisiológicas (extrapolación entre elementos).
- e) La variabilidad de la población.
- f) Los siguientes parámetros físicos y anatómicos de los modelos informáticos utilizados para evaluar la dosis depositada en una región blanco por la radiación emitida por un radionucleido incorporado:
 - i) la energía e intensidad de la radiación emitida;
 - ii) los coeficientes de interacción de la radiación emitida en los tejidos;
 - iii) la composición elemental de los tejidos del cuerpo;
 - iv) el volumen, la forma y la densidad de los órganos blanco del cuerpo;
 - v) la relación espacial de los órganos en el cuerpo.

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN EN SITUACIONES DE EMERGENCIA

7.228. Los trabajadores expuestos accidentalmente en emergencias nucleares o radiológicas, como una emergencia en una central nuclear, un accidente de criticidad [147], una emergencia en una instalación de irradiación industrial o una emergencia relacionada con una fuente perdida o robada, pueden experimentar altos niveles de exposición. La evaluación de esta exposición puede comenzar utilizando los datos de los monitores personales y del lugar de trabajo, pero también pueden emplearse otras técnicas de dosimetría retrospectiva más sofisticadas y muy especializadas, por ejemplo el análisis de anomalías cromosómicas, la resonancia de espín electrónico, la simulación de accidentes y la modelización informática, como se describe en la referencia [32] (véanse también los párrafos 7.239 a 7.243).

7.229. En las situaciones en que las dosis individuales recibidas por los trabajadores de emergencias puedan exceder considerablemente de las previstas en condiciones de trabajo normales y aproximarse a los umbrales de los

efectos deterministas graves especificados como niveles de dosis agudas en el cuadro IV.1 de la publicación GSR Part 3 [2] y el cuadro II.1 de la publicación GSR Part 7 [30], debería prestarse especial atención a las capacidades de los dosímetros y a la aplicación de las mediciones y los métodos de cálculo necesarios para evaluar las dosis en órganos ponderadas según la EBR [32] (véase el párrafo 2.33).

Exposición externa

7.230. La elección de los dosímetros personales dependerá del tipo de radiación de que se trate y de la información que se necesite para determinar la dosis absorbida ponderada según la EBR, AD_T , para el tejido u órgano T. Los tipos de dosímetro que se pueden utilizar son los siguientes:

- a) Dosímetros fotónicos y dosímetros neutrónicos, que dan información sobre la dosis equivalente personal $H_p(10)$ para la evaluación de la AD_T en tejidos y órganos como la médula roja y el pulmón.
- b) Dosímetros para el cristalino, que dan información sobre la $H_p(3)$ para la radiación β y fotónica. Dado que los dosímetros para el cristalino aún no están muy difundidos, puede ser necesario utilizar la $H_p(10)$ como punto de partida para estimar la dosis en el cristalino en los casos de exposición accidental, aunque en los accidentes relacionados con la radiografía industrial esto dará probablemente una subestimación de la dosis en ese órgano.
- c) Dosímetros de extremidades, que dan información sobre la dosis cutánea a una profundidad de 0,4 mm, respecto de la radiación β y fotónica (y de los neutrones, si se prevé una criticidad) para la evaluación de la AD_T en la dermis de la palma de la mano y la planta de los pies.

7.231. Debido a la diferencia entre la EBR de los neutrones en lo que respecta a la generación de efectos determinista graves (de un valor de 3) y el factor de ponderación según la radiación w_R correspondiente a los neutrones (de un valor de alrededor de 12 para la mayoría de los espectros neutrónicos), habrá que tener especial cuidado al utilizar la monitorización individual de la exposición a neutrones para evaluar la AD_T en ciertos tejidos y órganos, como se explica en la referencia [32].

7.232. Para la dosimetría de extremidades en situaciones de emergencia, especialmente para la mano, debería ser suficiente un dosímetro simple de un solo elemento. A fin de lograr la mayor exactitud posible en la medición de la radiación β de baja energía, el detector debería ser delgado y tener un filtro de

material equivalente al tejido de un espesor tal, que permita determinar la dosis a una profundidad nominal de 40 mg/cm² (o 0,4 mm) (véase el párrafo 7.230 c)). Sin embargo, si no se dispone de dosímetros de ese tipo, se podrá recurrir a otros métodos adecuados basados en dosímetros que midan la $H_p(0,07)$ o la $H_p(10)$.

7.233. Para no tener que utilizar un dosímetro adicional especial en caso de accidente, el dosímetro personal ordinario debería ser capaz de proporcionar información sobre la $H_p(10)$ causada por fotones hasta por lo menos 10 Gy [148]. Deberá tenerse en cuenta que algunos dosímetros, entre ellos, las placas de película, pueden no facilitar esa información a todas las energías.

7.234. El uso de dosímetros (o medidores de las tasas de dosis) de aviso (de alarma) puede ser eficaz para evitar exposiciones graves y ayudar a reducir considerablemente la dosis recibida en caso de accidente. Los dosímetros de alarma no necesitan una gran exactitud, pero deberían ser muy fiables, especialmente en los campos de altas tasas de dosis.

7.235. En la referencia [148] figura información sobre la dosimetría en casos de accidente de criticidad relacionados con materiales fisibles.

Exposición interna

7.236. El marco conceptual para la evaluación de las dosis internas en situaciones de emergencia se ilustra en la figura 5.

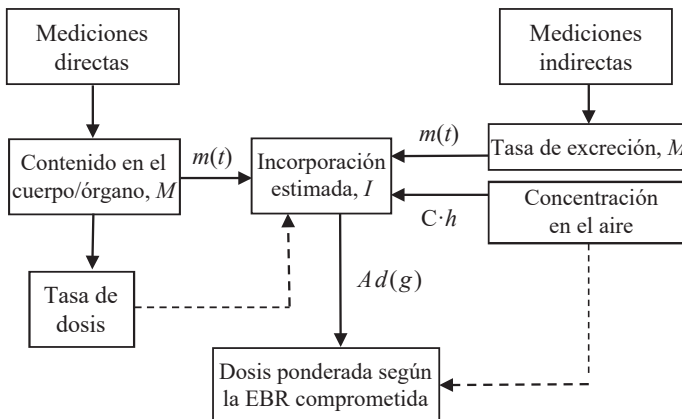


Fig. 5. Diagrama general para la evaluación de las dosis internas a partir de las mediciones de monitorización en situaciones de emergencia.

7.237. Para calcular el valor de la dosis ponderada según la EBR comprometida, la incorporación se multiplica por el coeficiente de dosis apropiado (la dosis ponderada según la EBR por unidad de actividad incorporada) para la ingestión ($Ad(g)_{T,j,ing}$) o la inhalación ($Ad(g)_{T,j,inh}$) del radionucleido j , según proceda. La dosis ponderada según la EBR comprometida para un período de 30 días después de una incorporación aguda será un indicador adecuado de la probabilidad de efectos deterministas graves. La dosis comprometida puede subestimarse seriamente si el coeficiente de dosis $Ad(g)_{T,j}$ se aplica de forma directa al valor medido M_j y no a la incorporación deducida. Los valores recomendados de las tasas de retención y de excreción $m(t)_j$ que deberían utilizarse para ciertos radionucleidos cuando los trabajadores hayan experimentado una incorporación aguda por inhalación o ingestión se consignan en el apéndice XII de la referencia [32]. En caso de incorporación de una mezcla de radionucleidos, las actividades incorporadas deberían determinarse para cada radionucleido por separado y multiplicarse por los respectivos coeficientes de dosis. Esto permitirá establecer la dosis ponderada según la EBR comprometida en un tejido u órgano debido a la incorporación de diferentes radionucleidos. Los valores del coeficiente de dosis ponderada por la EBR comprometida, para un período de 30 días tras la inhalación o ingestión aguda por los trabajadores, figuran en los cuadros 18 y 19 de la referencia [149].

7.238. En caso de exposición accidental combinada, interna y externa, la evaluación del riesgo de efectos deterministas graves debería basarse en el historial de exposición de los trabajadores afectados, como se describe en la referencia [149].

7.239. Largo tiempo después de un accidente puede obtenerse todavía información adicional sobre la exposición accidental interna o externa aplicando técnicas de dosimetría retrospectiva a muestras biológicas tomadas de las personas expuestas, de sus efectos personales o de otros objetos presentes en el lugar del accidente. En las referencias [33, 150, 151] figuran un panorama general y una descripción de esas técnicas, que se resumen en el anexo de la presente guía de seguridad.

7.240. La técnica de dosimetría retrospectiva que se escoja dependerá, entre otras cosas, del tipo de emisor de radiación de que se trate y del tiempo transcurrido desde el accidente, según la estabilidad en el tiempo de la señal medida. La técnica de los fragmentos de condensación prematura de cromosomas, las valoraciones basadas en la histona γ -H2AX y la evaluación de los cambios en las cifras de eritrocitos o las proteínas séricas deberían utilizarse solo en las horas siguientes a la exposición.

7.241. Las mediciones por luminiscencia en polímeros, pelos y uñas son efectivas solo durante algunos días después de la exposición, debido a la elevada tasa de desvanecimiento de la señal. Ese desvanecimiento es algo más lento en los materiales manufacturados, por ejemplo en el vidrio, los componentes electrónicos (como los de los teléfonos móviles) y los chips de memoria (como los incorporados en las tarjetas de débito y de crédito), lo que permite utilizarlos para la reconstrucción de las dosis durante algunas semanas después de la exposición.

7.242. Los análisis de los cromosomas dicéntricos, los micronúcleos, las traslocaciones o las mutaciones de las células pueden ser útiles durante semanas, o incluso años, después de la exposición, al igual que las mediciones por resonancia paramagnética electrónica en el esmalte dental, la medición del calcio activado o la medición de señales luminiscentes en el cuarzo extraído de ladrillos y otros materiales de construcción cocidos. Los métodos biodosimétricos pueden no ser adecuados para la exposición a dosis bajas de menos de 50 a 100 mSv.

7.243. Para la estimación retrospectiva de las dosis individuales se utilizan diversos métodos numéricos. La mayoría de ellos se basa en códigos de Monte Carlo que simulan el transporte de radiación y el depósito en los tejidos a partir de la información conocida (medida) o estimada sobre la fuente de radiación y su posición o distribución en el ambiente.

CONTAMINACIÓN CUTÁNEA

7.244. La contaminación cutánea conduce a exposición externa y a veces también a exposición interna, según los radionucleidos de que se trate, las formas químicas presentes y las concentraciones de la actividad.

Principales objetivos

7.245. Los principales objetivos de la monitorización y evaluación de la exposición y contaminación de la piel pueden resumirse como sigue:

- a) verificar el cumplimiento de los límites de dosis y de ese modo, en particular, evitar los efectos deterministas;
- b) en caso de sobrexposición, iniciar y/o apoyar los exámenes médicos e intervenciones que procedan.

Consideraciones generales

Radiación muy penetrante

7.246. Para la radiación muy penetrante, la limitación de la dosis efectiva proporciona, en general, una protección de la piel suficiente contra los efectos estocásticos. Salvo en las situaciones que entrañen la presencia de partículas calientes (véase el párrafo 7.247), no se aplicará ninguna otra consideración con respecto a la monitorización de la piel.

7.247. En algunas situaciones puede haber exposición a partículas calientes. Esta será una exposición espacialmente no uniforme causada por fuentes de radiación discretas de dimensiones de hasta 1 mm. Aunque el cumplimiento de los límites de dosis es uno de los objetivos principales, la ICRP señala que la ulceración aguda es un problema particular que debe evitarse [152]. Esto implica que la dosis media recibida en algunas horas en una superficie de piel de 1 cm², medida a profundidades de 10 a 15 mg/cm² (0,10 a 0,15 mm), debería restringirse a 1 Sv. La detección de partículas calientes en el campo de radiación ambiental de un lugar de trabajo puede ser difícil, debido al carácter sumamente localizado de la radiación de estas partículas. Los esfuerzos deberían centrarse en identificar y controlar las operaciones que puedan dar lugar a la formación de esas partículas calientes.

Radiación poco penetrante

7.248. Para la radiación poco penetrante, la dosis equivalente en la piel está sujeta a un límite de 500 mSv por año, como promedio de una superficie de 1 cm² del área más irradiada (apéndice III de la publicación GSR Part 3 [2]). La profundidad nominal de medición es de 7 mg/cm² (0,07 mm).

Monitorización de la contaminación cutánea

7.249. La contaminación cutánea no es nunca uniforme, y afecta de preferencia a algunas partes del cuerpo, especialmente a las manos. Para los fines del control rutinario, es adecuado considerar la contaminación en términos de los valores promedio de superficies del orden de 100 cm². La monitorización rutinaria de la contaminación cutánea debería, pues, interpretarse sobre la base de la dosis equivalente media de un área de 100 cm². En la mayoría de los casos de monitorización de la contaminación cutánea, la indicación del instrumento se compara con un límite derivado y, si es factible, se reduce la contaminación. El límite derivado debería ser el nivel (expresado normalmente en unidades de

becquereles por centímetro cuadrado) que pueda presumiblemente causar una exposición igual a la del límite de dosis pertinente. Ese nivel se determina por lo general teniendo en cuenta todas las vías posibles de exposición (no solo la cutánea). Si no se superan estos límites secundarios, no se hará normalmente ningún intento de determinar las dosis equivalentes. Sin embargo, a veces la contaminación persiste o es inicialmente muy alta, en cuyo caso es necesario estimar de alguna forma la dosis equivalente. En estos casos, la dosis debería obtenerse promediando los valores de un área de 1 cm² que incluya la parte contaminada. Estas estimaciones suelen ser muy imprecisas, especialmente cuando la radiación emitida por el contaminante pueda haber sido absorbida bajo la capa superficial de la piel. Las incertidumbres de dos órdenes de magnitud no son inhabituales. Por consiguiente, estas estimaciones se tratan como procedimientos cualitativos y se consideran por separado de la monitorización convencional de la radiación externa. Aun así, cuando la estimación de la dosis equivalente supere una décima parte del límite de dosis equivalente aplicable, debería consignarse en el historial personal del trabajador. Una parte de la contaminación podría transferirse también al interior del cuerpo, causando una exposición interna.

7.250. La calibración de los monitores de la contaminación superficial se examina en las referencias [153 a 155]. Las referencias [156, 157] contienen descripciones de las pruebas tipo de los monitores de contaminación.

REGISTROS DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL

7.251. El párrafo 3.105 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“Los registros de la exposición ocupacional incluirán:

- a) información sobre la naturaleza general de las tareas en las que el trabajador estaba sometido a exposición ocupacional;
- b) información sobre las evaluaciones de dosis, las exposiciones y las incorporaciones a los niveles de registro especificados por el órgano regulador pertinentes o por encima de ellos y los datos en que se basaron las evaluaciones de las dosis;
- c) cuando un trabajador esté o haya estado expuesto mientras trabaje para más de un empleador, información sobre las fechas del empleo con cada empleador y sobre las dosis, las exposiciones y las incorporaciones en cada uno de esos empleos;

- d) registros de cualquier evaluación realizada de dosis, exposiciones e incorporaciones debidas a medidas adoptadas en situaciones de emergencia o debidas a accidentes u otros incidentes, que se distinguirán de las evaluaciones de dosis, exposiciones e incorporaciones debidas a condiciones normales de trabajo y que incluirán referencias a informes de toda investigación pertinente”.

7.252. El mantenimiento de registros, que permite demostrar el cumplimiento de los requisitos legales, puede utilizarse también para varios otros fines, como los siguientes:

- a) demostrar la eficacia del proceso de optimización;
- b) proporcionar datos para la compilación de las distribuciones de dosis;
- c) determinar las tendencias de la exposición y proporcionar así la información necesaria para la evaluación del programa de protección radiológica;
- d) elaborar procedimientos y programas de monitorización eficaces;
- e) proporcionar datos sobre la exposición para nuevos procedimientos y programas médicos;
- f) proporcionar datos para estudios epidemiológicos y de investigación;
- g) proporcionar la información que pueda ser necesaria para los litigios o reclamaciones de indemnización de los trabajadores, que se plantean a veces años después de la exposición real o presunta.

Mantenimiento de registros de la monitorización individual

7.253. El registro de exposición ocupacional individual debería estar vinculado únicamente al trabajador interesado.

7.254. Los registros de dosis deberían preservar la coherencia de los campos de datos para permitir la reconstrucción de los resultados en un momento ulterior. También deberían posibilitar la coordinación con los otros registros requeridos (por ejemplo, la vinculación con los datos de la monitorización del lugar de trabajo).

7.255. Para cada período de monitorización, el registro debería comprender:

- a) Una identificación exclusiva de la persona y la empresa.
- b) Información sobre las dosis recibidas en períodos de monitorización anteriores (es decir, en un período anual y en un período adecuado de cinco años).

- c) Los resultados de las evaluaciones de dosis recibidas por exposición externa y el método de evaluación, en particular, cuando proceda:
 - i) la dosis equivalente personal por exposición a radiación muy penetrante, $H_p(10)$;
 - ii) la dosis equivalente personal por exposición a radiación poco penetrante, $H_p(0,07)$;
 - iii) otros valores de dosis, como la $H_p(0,07)$ obtenida con dosímetros de extremidades, la $H_p(3)$ del cristalino, los valores de dosis obtenidos con dosímetros múltiples (como en el caso de la dosimetría doble con delantal plomado) y los valores de dosis estimados mediante simulaciones (por ejemplo, las dosis recibidas por las tripulaciones aéreas debido a la exposición a la radiación cósmica).
- d) Los resultados de las evaluaciones de dosis recibidas por exposición interna y el método de evaluación, con inclusión de:
 - i) la dosis efectiva comprometida $E(50)$;
 - ii) los valores de la magnitud medida (el valor de retención o el valor de excreción diaria) y los detalles de los modelos utilizados para la evaluación, incluidos los resultados del recuento de cuerpo entero, el recuento de tórax y/o el recuento de tiroides, y la dosis efectiva comprometida evaluada;
 - iii) si procede (por ejemplo, en caso de sobreexposición), la dosis equivalente comprometida en el tejido sometido a la más alta exposición, $H_T(50)$.
- e) La dosis teórica correspondiente a los valores faltantes, perturbadores o sustitutivos, por ejemplo en caso de pérdida o daño de los dosímetros o de las muestras (véase el párrafo 7.258).

7.256. Al evaluar las indicaciones de los dosímetros personales, es prácticamente imposible distinguir entre la radiación fotónica y la radiación β . Por consiguiente, no es viable determinar (y notificar) los componentes de la $H_p(0,07)$ debidos a la exposición a radiación β y a la exposición a radiación γ por separado. Sin embargo, dado que los diferentes tipos de radiación de alta transferencia lineal de energía tienen distintos factores de calidad, las dosis neutrónicas deberían registrarse separadamente. Cabe recordar que las dosis por exposición a fotones, a neutrones y a radiación β deberán combinarse para obtener la dosis equivalente personal total.

7.257. El nivel de registro, en el contexto de la monitorización individual, debería ser un nivel de dosis efectiva (o dosis equivalente) o de incorporación formalmente definido, por encima del cual el resultado de un programa de monitorización se considerará suficientemente importante como para que el valor

medido o calculado deba consignarse en el registro de dosis. Los otros resultados podrán englobarse en una declaración general que indique que ninguno de los resultados no consignados superó el nivel de registro. Pero el hecho de que se efectuó una medición debería constar incluso en estos casos. El mejor modo de hacerlo es introduciendo un cero en el lugar correspondiente. Cuando así sea, debería dejarse en claro que los ceros corresponden a valores inferiores al nivel de registro.

7.258. En algunas circunstancias puede no existir una evaluación de dosis para el período en que el trabajador expuesto a radiación fue (o debería haber sido) monitorizado. Esto podría ocurrir a causa de un daño o de la pérdida o exposición de un dosímetro, o porque el instrumento registró una dosis que, tras una investigación, se declara inválida. En tales casos, el sistema de mantenimiento de registros debería prever la introducción de una dosis teórica estimada o evaluada por el órgano regulador o una persona autorizada. La dosis teórica debería estar marcada como tal, a fin de que sea posible diferenciarla de las dosis evaluadas a partir de las mediciones por el servicio de monitorización aprobado. Si no se introduce una dosis evaluada o estimada, el lugar correspondiente debería dejarse en blanco, para que no se confunda con una dosis inferior al nivel de registro (consignada con un valor de cero).

7.259. Para las personas que deban utilizar dosímetros de extremidades (incluido su uso a modo de dosímetros del cristalino), deberían llevarse registros aparte para la exposición de cada extremidad (o para la exposición del cristalino) durante el período de uso de esos dosímetros.

7.260. Típicamente, los registros generados en un programa de monitorización de la exposición interna incluyen tanto los datos de interés directo como la documentación de apoyo. Los registros deberían garantizar la trazabilidad de las mediciones y de la evaluación de dosis. La información de interés directo comprende lo siguiente:

- a) datos sobre las muestras, como la fecha y el momento de la obtención, y pruebas de la cadena de custodia;
- b) los datos en bruto de los dispositivos de medición, las técnicas (directas o indirectas) utilizadas para medirlos y las tasas de recuento en determinadas bandas de energía;
- c) las mediciones de los niveles de fondo, y los patrones y datos de calibración de los contadores;
- d) los resultados calculados, como el contenido de actividad del cuerpo o las tasas de excreción diarias, y sus análisis estadísticos;

- e) las estimaciones calculadas de la incorporación y los modelos biocinéticos con los que se obtuvieron;
- f) las dosis efectivas comprometidas estimadas y los factores de conversión de dosis utilizados.

7.261. Los registros de las dosis individuales deberían incluir toda dosis equivalente o incorporación que se haya evaluado. Cualquier participación en sucesos anormales deberá describirse en detalle, aun cuando no se haya podido estimar la exposición. Los registros que indiquen los objetivos, los métodos de monitorización y los modelos utilizados para el análisis y la interpretación de los datos deberían conservarse. Estos registros podrían ser necesarios para la interpretación futura de las dosis consignadas. También debe estar garantizada la trazabilidad de las mediciones y las evaluaciones de dosis, para la interpretación futura de los registros de dosis.

7.262. En caso de accidente, o de una posible incorporación cercana o superior al límite reglamentario, se introducirán en el registro de la exposición resultados provisionales para poder adoptar las medidas administrativas o de otra índole que procedan. Esos resultados deberían incluir el dato de la medición, el valor de la incorporación que suponga, sobre la base del modelo biocinético apropiado, y la dosis efectiva comprometida que implique, con arreglo al correspondiente coeficiente de dosis. Si procede, podrán formularse recomendaciones con respecto a una monitorización de seguimiento y a posibles restricciones en el lugar de trabajo. La fuente de la información notificada debería estar claramente identificada, junto con un punto de contacto para la obtención de cualquier información adicional.

7.263. Las incertidumbres de los valores medidos y calculados deberían indicarse. Como alternativa, el servicio de dosimetría podría producir un folleto o informe que contenga información específica sobre el procedimiento de medición y sus características (limitaciones), incluidas las incertidumbres.

7.264. Con respecto a la confidencialidad, disponibilidad e integridad de los registros de dosis:

- a) El acceso a los locales, ficheros, archivos, computadoras y servidores en que se procese y almacene información personal debería estar restringido.
- b) La circulación de información, particularmente a través de redes de información electrónica, debería estar protegida con medidas de seguridad física.

- c) Debería haber procedimientos para respaldar los registros de dosis, con una seguridad física equivalente para las copias de respaldo.
- d) Deberían adoptarse medidas de seguridad física similares en el uso de los dosímetros personales activos y los programas informáticos correspondientes.
- e) Deberían adoptarse disposiciones para destruir los documentos y otros medios con información confidencial que ya no sea necesario conservar.
- f) Los datos registrados deberían estar protegidos contra toda modificación involuntaria o no autorizada, a fin de preservar su integridad.

7.265. Debería estudiarse la posibilidad de establecer un registro nacional de dosis como punto central para la recopilación y el mantenimiento de los registros de dosis. El almacenamiento de la información en ese registro nacional debería ser tal, que los trabajadores puedan, durante su vida laboral o después de ella, recuperar la información sobre las dosis que recibieron mientras estuvieron sometidos a exposición ocupacional. El almacenamiento a largo plazo de esa información en un registro nacional de dosis cumple también los siguientes propósitos:

- a) Evitar la pérdida de los datos sobre las dosis individuales en caso de que el titular registrado o el titular de la licencia ponga fin a sus actividades en el Estado en cuestión.
- b) Permitir la realización de un análisis periódico de todos los datos sobre la exposición recopilados, a fin de caracterizar la situación de la exposición ocupacional a nivel nacional.

Mantenimiento de registros de la monitorización del lugar de trabajo

7.266. La información registrada debería:

- a) demostrar el cumplimiento de la reglamentación;
- b) indicar los cambios importantes en el entorno de trabajo;
- c) incluir detalles sobre los estudios radiológicos efectuados (por ejemplo, la fecha, la hora, el lugar, los niveles de radiación, los instrumentos utilizados, el encargado del estudio y otras observaciones);
- d) incluir los informes recibidos sobre el lugar de trabajo que pudieran repercutir negativamente en el cumplimiento de las normas;
- e) describir en detalle las medidas adecuadas adoptadas.

7.267. Deberían llevarse registros que documenten la designación y ubicación de las zonas controladas y las zonas supervisadas. También deben mantenerse

registros de los estudios radiológicos, que indiquen la fecha, la hora y el lugar, los niveles de radiación medidos y cualquier observación de interés sobre las mediciones realizadas. Los registros deberían especificar los instrumentos utilizados e identificar a la persona que realizó el estudio. Incluso si los datos de la monitorización del lugar de trabajo no se emplean para la evaluación de dosis, deberían conservarse para la verificación futura de las condiciones de ese lugar.

7.268. Un registro adecuado de la calibración del equipo de monitorización debería contener los siguientes detalles:

- a) la identificación del equipo en cuestión;
- b) la exactitud de la calibración de ese equipo en su rango de funcionamiento y para el tipo de radiación que esté destinado a monitorizar;
- c) la fecha de la prueba;
- d) los patrones de calibración utilizados;
- e) la frecuencia de la calibración;
- f) el nombre y la firma de la persona cualificada bajo cuya dirección se realizó la prueba.

Períodos de conservación de los registros

7.269. El párrafo 3.104 de la publicación GSR Part 3 [2] dice lo siguiente:

“Los registros de la exposición ocupacional correspondientes a cada trabajador se mantendrán durante la vida laboral del trabajador y después de ella, al menos hasta que el antiguo trabajador alcance o hubiera alcanzado la edad de 75 años, y durante no menos de 30 años tras el cese del trabajo en el que el trabajador estuvo sometido a exposición ocupacional”.

7.270. En lo que respecta a los registros de la exposición individual, el período de conservación debería considerarse aplicable no solo a los registros de la exposición ocupacional del trabajador, sino también a los de la calibración del equipo de monitorización personal utilizado para determinar esa exposición ocupacional.

7.271. El órgano regulador debería decidir qué partes de los registros de la exposición ocupacional deberán ser mantenidas por la administración, para los fines reglamentarios, y especificar los períodos de conservación aplicables a cada una de esas partes.

7.272. En general, se recomienda un período de conservación de cinco años para los registros de la monitorización del lugar de trabajo y de la calibración de los instrumentos utilizados en esa monitorización. Sin embargo, muchos registros de monitorizaciones del lugar de trabajo, como la información detallada de un estudio radiológico particular, son de carácter temporal y solo interesan durante un determinado período de examen, por lo que su conservación por períodos prolongados suele ser innecesaria. Otros se relacionarán con decisiones sobre las especificaciones del lugar de trabajo y, por lo tanto, serán de interés durante todo el ciclo de vida de ese lugar. Por ejemplo, los registros que documenten la creación de zonas designadas deberán conservarse, probablemente, mientras existan esas zonas.

7.273. Los períodos de conservación especificados en los párrafos 7.269 y 7.272 reflejan los requisitos mínimos recomendados que debería establecer el órgano regulador para el mantenimiento de los registros. La administración podrá optar por conservar registros más detallados relacionados con operaciones específicas que puedan servir, por ejemplo, para la optimización futura de la protección. Estas operaciones podrían incluir actividades de mantenimiento o renovación.

8. SISTEMA DE GESTIÓN DE LOS PROVEEDORES DE SERVICIOS TÉCNICOS

CONSIDERACIONES GENERALES

8.1. Todos los proveedores de servicios técnicos relacionados con la protección y la seguridad deberían contar con una acreditación otorgada sobre la base de ciertos procedimientos. Los servicios prestados por estos proveedores pueden dividirse en dos categorías:

- a) Servicios de consultoría y mantenimiento, que comprenden:
 - i) consultorías de seguridad radiológica;
 - ii) cálculos del blindaje;
 - iii) modelizaciones de la evaluación de dosis, la contención y la ventilación;
 - iv) servicios de mantenimiento, que incluyen operaciones internas y servicios por contrata prestados por una organización externa;
 - v) servicios de descontaminación, por ejemplo del equipo y las tuberías.

- b) Servicios de calibración y de pruebas y análisis, que comprenden:
 - i) servicios de monitorización individual, del lugar de trabajo y ambiental;
 - ii) servicios de calibración y de verificación de la calibración de los dispositivos de monitorización y las fuentes de radiación.

8.2. El sistema de gestión de los proveedores de servicios relacionados con la protección y seguridad radiológicas debería ser acorde con el alcance de sus actividades. El proveedor de servicios debería documentar su sistema de gestión, lo que puede incluir políticas, procesos y procedimientos, e instrucciones. El grado de detalle de esa documentación deberá ser tal, que permita garantizar la calidad del servicio prestado.

8.3. El sistema de gestión de un proveedor de servicios debería abarcar el trabajo realizado en sus instalaciones permanentes, en lugares que no sean esas instalaciones permanentes, y en las instalaciones temporales o móviles conexas.

8.4. La protección y la seguridad deberían ser factores de la máxima importancia para todos los proveedores de servicios que utilicen radiaciones en sus actividades. El sistema de gestión de un proveedor de servicios que emplee radiaciones debería cumplir los requisitos y recomendaciones establecidos en todas las normas de seguridad del OIEA pertinentes [5, 6].

8.5. Cuando un proveedor de servicios forme parte de una organización más grande, los arreglos organizativos deberían tener en cuenta la necesidad de que los departamentos que pudieran tener intereses en conflicto, como el de producción, el de comercialización o el de finanzas, no menoscaben la capacidad del proveedor de servicios de cumplir con los requisitos de su sistema de gestión.

8.6. El proveedor de servicios que desee ser reconocido como organización externa debería ser capaz de demostrar que es imparcial y que tanto él mismo como su personal están libres de toda presión comercial, financiera o de otra índole indebida que pudiera comprometer su juicio técnico. La organización externa no debería realizar ninguna actividad que pueda poner en peligro la confianza en su independencia de juicio y en su integridad respecto de los servicios prestados.

8.7. Como es el caso en muchos Estados, esta demostración del cumplimiento debería efectuarse mediante una auditoría o acreditación a cargo de un tercero que certifique el cumplimiento de las normas de gestión aceptadas internacionalmente,

como la referencia [90]. Competerá al proveedor de servicios velar por que sus actividades se realicen de un modo que satisfaga las necesidades de los clientes.

Cultura de la seguridad

8.8. Para establecer una cultura de la seguridad, los proveedores de servicios deberían:

- a) promover el conocimiento de las normas de seguridad pertinentes dentro de la organización;
- b) realizar análisis de riesgos de los procedimientos aplicados;
- c) establecer normas y procedimientos adecuados, y respetar los requisitos reglamentarios para mantener los riesgos en el mínimo posible;
- d) evaluar periódicamente la aplicación y eficacia de esas normas y procedimientos;
- e) conseguir la participación de la administración y del personal pertinente;
- f) capacitar periódicamente al personal, con arreglo a un programa establecido, para que aplique correctamente las normas y procedimientos;
- g) examinar el programa de capacitación establecido junto con el personal capacitado;
- h) actualizar periódicamente los programas de capacitación y coordinarlos con los requisitos de los órganos jurídicos y reguladores, que deberían verificar la eficacia de esos programas;
- i) difundir y promover el conocimiento de los accidentes y otros incidentes ocurridos, para aprender de ellos y de sus posibles repeticiones, y mejorar así la cultura de la seguridad;
- j) fomentar la presentación de propuestas referentes a la seguridad por parte del personal, mediante un sistema de incentivos.

Uso de un enfoque graduado en la aplicación de los requisitos del sistema de gestión

8.9. En general, los proveedores de servicios adoptan un enfoque graduado en virtud del cual se establecen claras diferencias en los controles aplicables a los productos o servicios dentro de cada proceso, en función de la influencia que este tenga en la calidad del producto final.

8.10. El enfoque graduado que se adopte debería tener en cuenta también el tamaño y las funciones de la organización. Las organizaciones más pequeñas no tendrán el personal necesario para asignar todas las funciones a personas

diferentes. Aun así, será fundamental que se cumplan las funciones —como la promoción de la cultura de la seguridad, la garantía de la independencia, la documentación y el mantenimiento de registros— necesarias para lograr los resultados aquí descritos.

Documentación del sistema de gestión

8.11. Los documentos²¹ de la organización podrán organizarse en cualquier medio adecuado, a condición de que se utilice un sistema de control apropiado.

8.12. La documentación del sistema de gestión suele recogerse en un manual de calidad, que contiene los siguientes materiales de apoyo, o remite a ellos:

- a) Una descripción del sistema de gestión.
- b) Documentos de la administración, como los relacionados con algunos de los temas tratados en los párrafos 8.49 a 8.70.
- c) Descripciones detalladas de los procesos de trabajo y de los puestos.
- d) Otros documentos y datos técnicos, tales como:
 - i) bases de datos de radionucleidos y bases de datos técnicos;
 - ii) manuales de uso del equipo y los programas informáticos;
 - iii) fichas técnicas sobre los reactivos;
 - iv) requisitos del órgano regulador u otra autoridad pertinente (establecidos en leyes y reglamentos);
 - v) normas técnicas y de gestión.

8.13. Los documentos técnicos adicionales son a menudo documentos externos sobre los que el proveedor de servicios no tiene ninguna influencia. Sin embargo, estos documentos y datos también deberían controlarse.

8.14. El procedimiento que describa cómo se controlarán los documentos en la organización debería incluir un examen periódico de los documentos válidos, para determinar si se requiere una actualización (o revisión).

²¹ Los documentos pueden ser: políticas; procedimientos; instrucciones; especificaciones y dibujos (o representaciones en otros medios); materiales de capacitación; y cualquier otro texto que describa procesos, detalle requisitos o establezca las especificaciones de los productos.

RESPONSABILIDAD DE LA ADMINISTRACIÓN

Compromiso de la administración

8.15. La administración superior²² debería firmar un documento de ‘compromiso de la administración’ en que se reconozca su responsabilidad de cumplir los requisitos de establecer un sistema de gestión, proporcionar los recursos requeridos, garantizar el examen y la revisión del sistema según sea necesario, y definir las políticas y los objetivos de la organización por los que se regirá el sistema. Una vez publicado, el documento de compromiso de la administración debería ponerse en conocimiento del personal. En este contexto, los ‘recursos requeridos’ pueden incluir el personal, la infraestructura, el entorno de trabajo, la información, los suministros y las asociaciones, los recursos naturales y los recursos financieros necesarios para cumplir los objetivos de la organización.

Satisfacción del cliente

8.16. En el caso de las organizaciones que prestan servicios técnicos relacionados con la protección y la seguridad, las partes interesadas²³ son típicamente los clientes, el personal, los órganos reguladores, los suministradores, el público y los propietarios. De todos ellos, los clientes deberían ser considerados los más importantes. Los intereses de las otras partes pueden satisfacerse por lo general respetando las leyes, normas y reglamentos vigentes.

²² Por administración superior se entiende la persona, o el grupo de personas, que dirige, controla y evalúa una organización al más alto nivel. Para designar esta función se utilizan muchos términos diferentes, como director ejecutivo, director general, equipo ejecutivo, director de la planta, gerente, director gerente y director del laboratorio.

²³ En este contexto, se entiende por parte interesada toda persona, grupo, empresa u otra entidad que tenga un interés en el desempeño de una organización, empresa o sistema. Quienes puedan influir en los acontecimientos serán, de hecho, partes interesadas, en el sentido de que sus opiniones tendrán que ser tomadas en consideración. Por lo general, pueden ser partes interesadas los clientes, los propietarios y explotadores, los empleados, los suministradores, los asociados, los sindicatos, las industrias y profesiones reguladas, los órganos científicos, los organismos gubernamentales y los reguladores (locales, regionales y nacionales) con responsabilidades respecto de la energía nuclear, los medios de comunicación, el público (personas, grupos comunitarios y grupos de intereses) y otros Estados, especialmente Estados vecinos con los que se hayan concertado acuerdos que prevean el intercambio de información sobre posibles efectos transfronterizos, o Estados que exporten o importen ciertas tecnologías o materiales.

8.17. Debería establecerse un proceso para definir y documentar los requisitos que habrán de satisfacerse para cumplir con un contrato de servicios. Esto debería incluir la determinación de:

- a) las necesidades del cliente;
- b) los requisitos legales y reglamentarios correspondientes;
- c) los recursos que necesitará la organización;
- d) los requisitos de comunicación con el cliente.

8.18. La organización debería velar por que se tengan en cuenta las reacciones del cliente, recabando y evaluando su retroinformación, tanto la favorable como la desfavorable. Para ello, la administración debería incorporar en el sistema de gestión un proceso de vigilancia en que se evalúen y analicen las observaciones del cliente. Los resultados de este proceso deberían ser utilizados por la organización para adoptar medidas que mejoren continuamente la eficacia y la seguridad.

8.19. La organización debería tener un procedimiento que indique cómo protege la confidencialidad del cliente, sin dejar de atender y dar respuesta a las posibles solicitudes legales de información de los órganos reguladores sobre cualquier violación de un requisito o límite reglamentario, como la superación de los límites de dosis personales.

Políticas institucionales

8.20. Por lo general, un proveedor de servicios tendrá una única política institucional. Esa política debería ser sencilla (concisa) y fácil de entender para todos los miembros de la organización (el personal). La política institucional del proveedor de servicios debería incluir breves descripciones de las medidas que se aplicarán para lograr, entre otros, los siguientes fines:

- a) definir y mantener los niveles deseados de satisfacción del cliente;
- b) determinar las oportunidades y necesidades de mejora continua;
- c) cumplir el compromiso de proporcionar los recursos necesarios para cumplir la tarea;
- d) asegurar las contribuciones de los suministradores y asociados (confirmando que sean capaces de ofrecer bienes y servicios que cumplan con las normas de calidad establecidas);
- e) cumplir el compromiso de adoptar las buenas prácticas profesionales al prestar los servicios;

- f) asumir el compromiso de garantizar la competencia (cualificación) del personal que participe en la ejecución de los servicios;
- g) comprometerse a cumplir los requisitos establecidos en las normas pertinentes;
- h) garantizar que se preste la debida atención a los aspectos relativos a la protección, la seguridad tecnológica, la salud, la calidad, el medio ambiente y la seguridad física, así como a los aspectos sociales y económicos, según proceda.

8.21. Una vez establecida, la política institucional debería plasmarse en objetivos mensurables. El cumplimiento de esos objetivos deberá controlarse durante el examen de la gestión, en que se evaluará también su idoneidad para el sistema de gestión existente.

Planificación

8.22. Debería elaborarse un plan que brinde a la organización un conjunto de objetivos claramente definidos. Esto significa que habrá que establecer una serie de metas u objetivos para los diferentes niveles de la organización. Esos objetivos deberían establecerse durante el proceso de planificación, y ser compatibles con la política o las políticas de la organización. A nivel técnico, los objetivos deberían ser cuantificables.

8.23. Al determinar los objetivos apropiados deberían tenerse en cuenta fuentes de información tales como los informes de las auditorías internas, los exámenes de los procesos y la retroinformación aportada por los clientes. A título de ejemplo, un objetivo inicial de un laboratorio de ensayos podría ser proporcionar al cliente un resultado que cumpla con determinados criterios de desempeño en la ejecución de las pruebas. Con el tiempo, si la organización demuestra sistemáticamente su capacidad de cumplir esos criterios, podrían añadirse otros factores como objetivos adicionales, por ejemplo el aumento de la satisfacción del cliente mediante una reducción de los tiempos requeridos para realizar las pruebas. Así pues, los objetivos deberían establecerse teniendo en cuenta numerosos factores, que incluyan las necesidades presentes y futuras de la organización, las necesidades del mercado atendido y los requisitos reglamentarios.

8.24. Para que el proceso de planificación no se desvíe en ningún momento de los objetivos definidos, se necesitarán actividades de planificación sistemáticas y debidamente documentadas. La administración superior debería ser responsable de velar por que se faciliten los recursos necesarios para poder alcanzar los objetivos definidos.

Responsabilidad y autoridad respecto del sistema de gestión

8.25. En las organizaciones que prestan servicios técnicos relacionados con la protección y la seguridad, es frecuente que el director general designe a una persona como director del sistema de gestión. El director del sistema de gestión debería tener la experiencia adecuada en las tareas que el cargo entrañe, y estar facultado, en virtud de un documento escrito, para cumplir las siguientes funciones:

- a) desarrollar y administrar el sistema de gestión, lo que incluirá la realización de las actividades necesarias para garantizar la adhesión a las normas pertinentes, armonizar los procedimientos y documentos, examinar las operaciones, detectar cualquier disconformidad (es decir, el incumplimiento de un requisito) y comunicarla a la administración, e impartir la capacitación requerida para que el personal conozca el sistema de gestión;
- b) comunicar sobre las cuestiones referentes a la calidad, según lo exijan el órgano regulador o los órganos de acreditación;
- c) comunicar directamente con la administración superior, en cualquier momento, sobre los problemas relacionados con el sistema de gestión;
- d) recibir y tramitar los informes sobre problemas relativos a la calidad y las sugerencias de mejoras;
- e) interrumpir todo trabajo que no se esté realizando de conformidad con los procedimientos;
- f) realizar exámenes periódicos (por lo general, anuales) del sistema de gestión.

EJECUCIÓN DE LOS PROCESOS

Provisión de recursos

8.26. Los recursos son los elementos que se necesitan para ejecutar los procesos. Comprenden el personal, el equipo y los suministros, así como información, instalaciones físicas, servicios infraestructurales, lugares de trabajo con condiciones apropiadas y fondos monetarios.

Recursos humanos

8.27. Al examinar la necesidad de recursos humanos deberían tomarse en consideración, entre otros aspectos, los niveles de dotación de personal, la formación, la capacitación, la experiencia, las cualificaciones y los exámenes

periódicos del desempeño. Los recursos humanos disponibles deberían ser suficientes para satisfacer las necesidades de personal predeterminadas.

Estructura y entorno de trabajo

8.28. El examen de los requisitos de infraestructura de cada proceso permitirá determinar los recursos necesarios para cumplir satisfactoriamente los objetivos definidos. En el caso de los laboratorios de calibración y ensayos, en que el entorno del lugar de trabajo puede influir en la calidad de los resultados, el órgano regulador podría imponer requisitos adicionales, como el empleo de organismos especiales para los servicios de calibración, a fin de garantizar la correcta certificación y calibración del equipo.

8.29. El proceso de control de los dispositivos de monitorización y medición debería organizarse de modo que represente un medio eficaz de garantizar, con un alto nivel de confianza, que los datos generados por esos dispositivos, a partir de los cuales se elaborarán los resultados y las conclusiones e interpretaciones que se notifiquen, tengan el grado de exactitud prescrito en los requisitos correspondientes. Los dispositivos de monitorización y medición comprenden los instrumentos, los programas informáticos y los patrones de calibración utilizados para realizar las mediciones y los estudios.

8.30. El proceso debería confirmar que los dispositivos son adecuados para el uso previsto, y que han sido puestos a prueba, calibrados y declarados funcionales, dentro de los límites de funcionamiento especificados. También debería asegurar la protección física de los dispositivos, a fin de eliminar la posibilidad de errores en el proceso.

8.31. Los programas informáticos utilizados para recopilar los datos y realizar con ellos los cálculos necesarios deberían ser validados antes del uso y protegidos contra cualquier modificación no autorizada. Su funcionalidad debería verificarse después de todo cambio que se introduzca en el sistema operativo básico de la computadora o en los parámetros de control de la red, o después de cualquier actividad que pueda tener un efecto en su funcionalidad para la aplicación de que se trate. También debería examinarse la necesidad de conservar (archivar) las diferentes versiones de ese *software*, para poder acceder a los registros más antiguos generados con versiones anteriores.

8.32. Los requisitos adicionales establecidos por otros órganos reguladores pueden referirse a cuestiones tales como la protección y seguridad generales en el lugar de trabajo y las instalaciones conexas, la protección de la privacidad de

las personas y de la confidencialidad de los datos, y el respaldo de los registros mantenidos en medios electrónicos.

8.33. Con respecto al entorno de trabajo, debería estudiarse la mejor manera de combinar la consideración de los factores humanos y los factores físicos con el logro del objetivo de mejorar el desempeño de la organización.

Concepción de los procesos

8.34. Los productos de las organizaciones que ofrecen servicios técnicos relacionados con la protección y la seguridad son los propios servicios, que se prestan aplicando los procesos establecidos. El desarrollo de nuevos procesos para ofrecer servicios (productos) nuevos debería ser objeto de una cuidadosa planificación.

8.35. La administración de una organización que preste servicios técnicos debería nombrar a un jefe de proyectos técnicos para que dirija la planificación de nuevos procesos. El jefe de proyectos debería tener la tarea de programar la planificación de los nuevos procesos, aplicando sus conocimientos técnicos y su experiencia, junto con el conocimiento necesario sobre los requisitos del producto, al servicio técnico de que se trate.

8.36. En la programación de la planificación, debería tenerse en cuenta la necesidad de asegurar la trazabilidad de todos los resultados de las mediciones hasta los patrones adecuados, incluido el empleo correcto y sistemático del Sistema Internacional de Unidades (SI), y de proporcionar información sobre las incertidumbres asociadas con esos resultados.

Gestión de los procesos

8.37. En una organización que preste servicios técnicos relacionados con la protección y la seguridad, habrá en general dos tipos de procesos:

- a) los procesos del sistema de gestión (procesos administrativos y sustantivos);
- b) los procesos de entrega de los servicios y productos de la organización (procesos técnicos y básicos).

8.38. Al vigilar el funcionamiento de estos procesos para comprobar que sigan siendo eficaces y satisfagan al cliente, una organización de prestación de servicios debería examinar lo siguiente:

- a) la oportunidad y puntualidad;
- b) la competencia (capacidad de cumplir los requisitos pertinentes);
- c) la eficiencia (los recursos asignados a los procesos y la posibilidad de reducirlos sin comprometer la calidad o el cumplimiento de los requisitos reglamentarios).

8.39. Los datos obtenidos de los diferentes tipos de vigilancia de la ejecución de los procesos pueden servir de base para la adopción de decisiones en la organización, tras un análisis adecuado. La aplicación de métodos estadísticos a los datos en bruto es especialmente útil para determinar las tendencias en el comportamiento de las personas y los instrumentos, ya que revela las mejoras y los deterioros. Esto puede brindar la oportunidad de intervenir en una etapa temprana para evitar disconformidades. También puede ser útil aplicar técnicas estadísticas similares a la vigilancia de la satisfacción del cliente, la economía de los recursos y el desempeño de los suministradores, entre otras cosas.

Control de los productos

8.40. En las organizaciones que prestan servicios relacionados con la protección y la seguridad, el control del producto se efectúa por lo general controlando el proceso de producción (es decir, de prestación del servicio).

8.41. Los procesos de la organización deberían incluir todas las medidas necesarias para que el producto o servicio entregado cumpla con los requisitos y las expectativas del cliente:

- a) En el caso de los servicios de consultoría, estas medidas podrían comprender lo siguiente:
 - i) cálculos adicionales basados en otros algoritmos;
 - ii) comprobaciones de los datos introducidos;
 - iii) comparaciones de los resultados con la experiencia anterior.
- b) En el caso de los servicios de medición y calibración, estas medidas podrían ser:
 - i) la repetición de las pruebas (posiblemente con instrumentos de análisis diferentes);
 - ii) comprobaciones con ensayos en blanco y muestras de prueba;
 - iii) pruebas de plausibilidad de los resultados (aplicando conocimientos especializados).

Los resultados deberían registrarse, como pruebas del control del proceso de producción.

8.42. La conformidad del producto, o de partes de él, debería garantizarse especificando las condiciones para la identificación, el almacenamiento, la manipulación, la protección y la entrega.

8.43. Además, cuando la verificación completa de un producto solo sea posible después de la entrega, debería verificarse cada proceso que contribuya a su obtención, especificando los criterios aceptables y adecuados para el equipo y los métodos utilizados, y la cualificación del personal participante. El uso de una lista de los parámetros que inciden en el cumplimiento correcto de cada paso suele ser útil para mantener la exactitud y uniformidad del proceso. La verificación exige normalmente la producción de registros, por ejemplo listas de comprobación, cuya cumplimentación y evaluación permita asignar un valor final. En la práctica, la lista de comprobación puede consistir en un registro de un fichero de una base de datos, y el proceso de verificación, en la aplicación de una rutina de un programa informático.

8.44. Si la creación de un producto requiere varios pasos, puede ser necesario un seguimiento del estado del producto, cuando así lo exija la reglamentación, a fin de determinar el resultado de cada paso. Para ello puede ser útil generar un registro, por ejemplo una lista de comprobación que confirme el cumplimiento completo de todos los pasos necesarios.

8.45. Los elementos de propiedad del cliente, incluida la propiedad intelectual, deberían salvaguardarse a lo largo de todos los procesos de producción. Esos elementos, y los métodos utilizados para protegerlos, deberán especificarse de antemano. Por ejemplo, solo un número limitado de personas debería tener acceso a los datos proporcionados por los clientes.

8.46. En el caso de una consultoría sobre protección radiológica, los elementos de propiedad del cliente podrían incluir la información detallada sobre sus instalaciones, los datos sobre las exposiciones o las fuentes, o los detalles de cualquier método que haya elaborado en relación con el servicio solicitado. Además, el servicio que se preste en relación con la protección radiológica pasará a ser de propiedad del cliente, y la información conexas (es decir, los informes sobre las dosis o las calibraciones) debería tratarse como material confidencial.

Comunicación

8.47. En una organización que preste servicios relacionados con la protección y la seguridad, la comunicación puede tener lugar mediante:

- a) la organización de reuniones regulares del personal clave;
- b) el uso de herramientas de comunicación (como los carteles electrónicos y la intranet);
- c) el uso de otros métodos parecidos de comunicación interna.

Gestión del cambio institucional

8.48. Cuando se esté estudiando la posibilidad de introducir cambios institucionales en una organización de prestación de servicios, deberían aplicarse las orientaciones proporcionadas en la publicación GS-G-3.1 [6] para asegurarse de que esos cambios no tengan efectos adversos en la calidad del producto o el servicio.

MEDICIÓN, EVALUACIÓN Y MEJORA DEL DESEMPEÑO

Vigilancia del sistema de gestión

8.49. En todas las fases del desarrollo y la prestación de servicios técnicos, el proveedor de esos servicios debería definir, planificar y ejecutar las actividades de medición y vigilancia del sistema de gestión que sean necesarias para garantizar la conformidad con las normas, leyes y reglamentos aplicables, y la mejora del sistema. Como parte de esas actividades habrá que determinar la necesidad y especificar el uso de los métodos aplicables, como las técnicas estadísticas.

8.50. El proceso general de medición, análisis y mejora del desempeño comprende lo siguiente:

- a) Medidas de carácter continuo destinadas a vigilar la eficacia global del sistema, determinando, mediante el uso de criterios apropiados, los ámbitos en que pueda ser adecuado introducir mejoras.
- b) La aplicación de métodos estadísticos básicos (por ejemplo, histogramas, análisis de distribuciones y valores medios) o de métodos analíticos cualitativos para vigilar los datos sobre la satisfacción del cliente, el comportamiento del equipo, las mediciones del rendimiento y otros indicadores similares de la eficacia de los servicios prestados al cliente.
- c) Medidas adoptadas de forma proactiva para prevenir las disconformidades, mejorar el sistema y optimizar el servicio prestado al cliente; el proceso de auditoría interna y las actividades de mejora forman parte de estas medidas.

- d) Medidas adoptadas de forma reactiva, para corregir las disconformidades detectadas, entre otras cosas, a través de las autoevaluaciones, las quejas de los clientes o las recomendaciones de una auditoría interna o externa.

Autoevaluación

8.51. La autoevaluación es una herramienta utilizada por quienes ejecutan los trabajos para determinar las posibilidades de mejora. Las organizaciones proveedoras de servicios que deseen adoptar la práctica de la autoevaluación deberían seguir las orientaciones proporcionadas en la publicación GS-G-3.1 [6].

Evaluación independiente

8.52. Las auditorías pueden distribuirse a lo largo del año o realizarse simultáneamente. La ejecución de auditorías internas de forma progresiva tiene varias ventajas:

- a) Ayuda a afianzar el proceso de auditoría interna como una actividad continua destinada a mejorar el sistema de gestión.
- b) Ayuda a reducir la carga de trabajo adicional que recae en las personas seleccionadas para realizar la auditoría.
- c) Es útil para detectar prontamente las causas de posibles disconformidades y los ámbitos en que pueda ser adecuado introducir mejoras.
- d) Ayuda a seguir de cerca los progresos en el cumplimiento de las medidas correctivas que se hayan recomendado en auditorías anteriores.

8.53. La independencia en la realización de auditorías puede lograrse creando un departamento de auditorías cruzadas que abarque las distintas funciones (cuando los recursos lo permitan). El mandato y el ámbito de trabajo de la persona o el grupo que realice la auditoría deberían estar claros y ser del conocimiento de todos.

8.54. Las auditorías internas pueden tener también un fin específico. Estas auditorías deberían tomarse en consideración cuando haya habido quejas de los clientes, disconformidades repetidas o cambios importantes en la organización.

8.55. Los auditores internos deberían rotar por diferentes aspectos de las aplicaciones técnicas de la organización. Esto puede ayudar a aumentar la satisfacción con el trabajo, al permitir a los empleados hacer una contribución importante al mantenimiento del sistema de gestión de la organización.

8.56. El programa de auditorías internas debería abordar todos los elementos del sistema de gestión.

8.57. Es práctica habitual que el calendario de auditorías abarque, anualmente, todos los elementos del sistema de gestión, en todas las partes de la organización. El alcance de la auditoría y las partes de la organización que se someterán a ella deberían planificarse teniendo en cuenta los cambios en el personal o los métodos, el volumen de trabajo, las quejas de los clientes, los resultados de auditorías anteriores y las medidas correctivas o preventivas que se estén aplicando.

8.58. Los clientes cuyo trabajo pueda haberse visto afectado por problemas detectados durante una auditoría deberían ser informados de ello por escrito. Para algunos hallazgos, deberá aplicarse un sistema formal de medidas correctivas; para otros, puede haber soluciones más sencillas.

8.59. Cuando sea necesario comprobar la eficacia de las medidas correctivas con rapidez, debería considerarse la posibilidad de realizar una auditoría de seguimiento, en que se analicen las medidas correctivas aplicadas para determinar si han sido eficaces.

Examen del sistema de gestión

8.60. Además de las aportaciones al examen descritas en la publicación GSR Part 2 [5], una organización que preste servicios relacionados con la protección y la seguridad debería tomar en consideración los resultados de las comparaciones entre laboratorios o de las pruebas de competencia.

8.61. Las decisiones que se adopten durante el examen de la gestión y toda medida que dimane de ellas deberían documentarse. El informe del examen de la gestión debería incluir información detallada sobre:

- a) las personas que participaron en el examen;
- b) los factores que se tomaron en consideración;
- c) las decisiones que se adoptaron;
- d) las medidas que se planificaron, las personas responsables de esas medidas y los calendarios que se acordaron;
- e) las disposiciones para el examen y la aprobación del informe.

8.62. Los resultados deberían incorporarse al sistema de planificación del laboratorio, e incluir las metas, los objetivos y los planes de acción para el año siguiente. La administración habrá de velar por que las medidas planificadas

se ejecuten dentro de los plazos acordados y por que su finalización quede documentada. Una auditoría completa de la seguridad radiológica revelará el estado de ejecución de las medidas de gestión relativas a la protección y seguridad radiológicas.

Disconformidades, medidas correctivas y medidas preventivas

8.63. En los servicios de protección y seguridad radiológicas, las disconformidades podrían incluir lo siguiente:

- a) datos introducidos de forma incorrecta;
- b) resultados obtenidos aplicando algoritmos incorrectos;
- c) datos de calibración o factores de calibración incorrectos;
- d) resultados de mediciones obtenidos con instrumentos utilizados fuera de su rango de aplicación;
- e) datos de calibración obtenidos empleando condiciones de irradiación equivocadas;
- f) análisis realizados con datos de salida incorrectos;
- g) muestreos o tratamientos de las muestras efectuados incorrectamente.

8.64. Los efectos de las disconformidades detectadas en la seguridad deberían analizarse y notificarse a la administración al nivel apropiado.

8.65. Debería existir una política y un procedimiento para la resolución de las quejas recibidas de los clientes o de otras partes. Cuando un cliente formule una queja o presente retroinformación, o cuando salga a relucir una disconformidad descubierta por el personal o a raíz de una auditoría, debería ponerse en marcha un procedimiento correctivo. Las medidas correctivas deberán ser proporcionadas a la magnitud del problema y a los riesgos que suponga. Se llevarán registros de todas las quejas y de las investigaciones y las medidas correctivas consiguientes.

8.66. Las medidas preventivas pueden adoptarse a modo de seguimiento de las medidas correctivas o con independencia de estas, o bien durante el desarrollo de nuevos procedimientos de prueba o de gestión, o a raíz de una decisión tomada durante un examen de la gestión. Las medidas preventivas y correctivas siguen cursos parecidos, uno prospectivo y el otro retrospectivo. Mientras que las primeras tienen por objeto eliminar el riesgo de que se produzcan disconformidades, las segundas se aplican para subsanar disconformidades ya existentes.

8.67. La actuación correctiva comienza con una investigación para determinar la causa o las causas del problema. Según la naturaleza de este, la investigación puede ser informal, u oficial y extensa.

8.68. Las preguntas que conviene plantearse para determinar las causas básicas de un problema comprenden lo siguiente:

- a) ¿Está comprobado que la cuestión representa un problema?
- b) ¿Han cambiado los requisitos del cliente?
- c) ¿Han cambiado las características de la muestra?
- d) ¿Ha cambiado el entorno de trabajo?
- e) ¿Son adecuados los métodos y procedimientos utilizados para ejecutar la tarea?
- f) ¿Se necesitan más actividades de capacitación del personal o de desarrollo de competencias?
- g) ¿Funciona correctamente el equipo pertinente?
- h) ¿Se ha verificado la calibración del equipo?
- i) ¿Se han modificado las especificaciones de los bienes de consumo utilizados en apoyo de la operación en cuestión?

8.69. La actuación preventiva es un proceso proactivo que busca determinar las oportunidades de mejora, en lugar de responder a los problemas detectados o a las quejas formuladas. Aparte del examen de los procedimientos operacionales, la actuación preventiva puede requerir un análisis de los datos, por ejemplo análisis de las tendencias y los riesgos, y un análisis de los resultados de las pruebas de competencia. La labor de planificación, elaboración, aplicación y vigilancia de las medidas preventivas exigirá probablemente un conjunto de actividades similar al de las medidas correctivas, con la salvedad de que esas actividades serán de carácter proactivo.

Mejora de los servicios

8.70. La organización debería procurar en todo momento mejorar los servicios prestados al cliente y los procesos internos necesarios para obtener el producto, examinando su desempeño y los sucesos ocurridos, y determinando e introduciendo las mejoras necesarias.

ORIENTACIONES ADICIONALES PARA LOS PROVEEDORES DE SERVICIOS DE CALIBRACIÓN Y ENSAYOS

Organización

8.71. Es importante que las organizaciones que presten servicios de calibración o ensayos²⁴ obtengan la acreditación, por un tercero, del cumplimiento de las normas reconocidas internacionalmente, como la referencia [90].

8.72. Para asegurarse de que los ensayos y las calibraciones se realicen con arreglo a las normas de calidad establecidas, los laboratorios deberían prever una adecuada supervisión del personal de calibración y ensayo, por personas que estén familiarizadas con los métodos y procedimientos, con el propósito de cada ensayo o calibración, y con una evaluación de los resultados de esas operaciones.

8.73. Los laboratorios deberían nombrar a suplentes del personal clave, incluidos el director técnico y el encargado de la gestión de la calidad, para asegurar la continuidad de una dirección cualificada incluso cuando un miembro de ese personal clave deba ausentarse.

Examen de las solicitudes, licitaciones y contratos

8.74. Al examinar las solicitudes, licitaciones y contratos, el personal del laboratorio debería asegurarse de que se seleccione el método apropiado de ensayo o calibración que permita satisfacer los requisitos de los clientes. El examen de los contratos debería incluir todos los trabajos que el laboratorio tenga previsto subcontratar.

Subcontratación de ensayos y calibraciones

8.75. Los laboratorios que tengan previsto subcontratar los ensayos y calibraciones deberían informar por escrito a los clientes afectados sobre los arreglos establecidos para ello y, cuando sea el caso, recabar su aprobación, de preferencia también por escrito.

8.76. En el caso de los laboratorios de calibración y ensayos, la subcontratación supone asignar un trabajo comprendido en el ámbito de su acreditación a un tercero que no estará bajo el control inmediato del laboratorio contratante principal. Esto no incluye, por ejemplo, la contratación de un laboratorio de

²⁴ En algunos Estados se utilizan los términos ‘análisis’ o ‘prueba’, en lugar de ‘ensayo’.

referencia para que facilite muestras de intercomparación, la contratación de una agencia de empleo para que proporcione trabajadores de apoyo suplementarios, u otras actividades similares. El nivel de competencia del subcontratista debería ser adecuado a los servicios técnicos que deba prestar. Esto podrá demostrarse ya sea mediante la presentación, por el subcontratista, de una acreditación equivalente a la del contratista principal, o mediante la realización, por este último, de una auditoría del sistema de calidad de las operaciones del subcontratista.

8.77. El laboratorio debería llevar un registro de todos los subcontratistas que utilice para los ensayos y las calibraciones, con la debida constancia de todas las pruebas que aporte cada subcontratista para demostrar su cumplimiento de las normas internacionales (técnicas y de gestión) aplicables al trabajo en cuestión.

Servicio al cliente

8.78. Además de mantener una buena comunicación con los clientes, los laboratorios tienen a veces que permitir que estos vigilen su desempeño. Para ello pueden conceder al cliente un acceso razonable al laboratorio, para que asista a los ensayos o las calibraciones, darle la posibilidad de presentar materiales con fines de verificación, o utilizar estudios de la retroinformación de los clientes u otros medios.

8.79. Todas las actividades que sean vigiladas por un cliente deberían realizarse de manera que no se vulnere la confidencialidad de la relación del laboratorio con los demás clientes. Las observaciones que formulen los clientes sobre la base de esa vigilancia deberían documentarse y utilizarse para mejorar el sistema de gestión.

Control de los registros

8.80. Con respecto a los registros técnicos, el laboratorio debería conservar, en la medida que sea viable, los registros de las observaciones iniciales, los datos derivados y suficiente información para establecer un historial de las auditorías, los registros de calibración y una copia de cada informe de ensayo o certificado de calibración emitido respecto de un período especificado. Los registros de cada ensayo o calibración deberían incluir suficiente información para que, de ser necesario, sea posible determinar los factores que influyeron en la incertidumbre y repetir el ensayo o la calibración en las condiciones lo más parecidas posible a las utilizadas en esa ocasión. El registro debería incluir la identidad del personal que tomó las muestras, realizó cada ensayo o calibración y controló los resultados.

8.81. Los registros técnicos son acumulaciones de datos e información que dimanan de la realización de los ensayos o calibraciones y que indican si se alcanzaron los valores especificados en los parámetros de calidad o los parámetros de los procesos. Pueden incluir formularios, contratos, hojas de trabajo, manuales, listas de verificación, notas de servicio, gráficos de control, informes de ensayos y certificados de calibración externos e internos, notas de los clientes, otros documentos y la retroinformación recibida del cliente. Las observaciones, los datos y los cálculos deberían registrarse en el momento en que se hacen u obtienen, de un modo que permita vincularlos con la tarea concreta a la que se refieran.

8.82. Los errores que se cometan en un registro se deberían tachar (y no borrar, hacer ilegibles o suprimir), introduciendo al lado el valor correcto. Todas estas alteraciones de los registros deberían llevar la firma o las iniciales de la persona que hizo la corrección. En el caso de los registros electrónicos, deberán adoptarse medidas equivalentes para evitar la pérdida o modificación de los datos originales.

Auditoría interna

8.83. Cuando los hallazgos de una auditoría siembren dudas sobre la eficacia de las operaciones o la corrección o validez de los resultados de los ensayos o calibraciones de un laboratorio, este debería adoptar prontamente medidas correctivas y enviar una notificación escrita a los clientes, si las investigaciones demuestran que los resultados de laboratorio pueden haber sido afectados.

Infraestructura del laboratorio

8.84. La administración debería proporcionar las instalaciones de laboratorio adecuadas para realizar todos los procesos en condiciones uniformes y conocidas, y velar por que:

- a) Se cumplan las normas y los requisitos técnicos (instalaciones, computadoras y programas).
- b) Se disponga de la documentación técnica adecuada (instrucciones, tablas y manuales).
- c) Las condiciones ambientales necesarias (que puedan influir en los resultados) se conozcan bien y se mantengan, documenten, monitoricen y registren correctamente (especificando los umbrales y las personas responsables de detener cada tarea).
- d) El acceso a las instalaciones esté restringido y monitorizado.

- e) Los procedimientos de buena administración estén especificados y documentados.
- f) El trabajo realizado en una sala no perturbe los procesos en las salas adyacentes.

Métodos de ensayo y calibración y su validación

8.85. Cada método de medición debería estar bien documentado, en un procedimiento que describa la tarea paso a paso, si se considera necesario. La administración debería velar por que los miembros del personal utilicen un método actualizado y lleven a cabo sus labores cotidianas guiándose por esos métodos documentados. Los procedimientos seleccionados deberían ser métodos conocidos (en lo que respecta a su exactitud, corrección, repetibilidad, reproducibilidad y robustez), y los intervalos de incertidumbre de las mediciones deberían conocerse y consignarse en los informes correspondientes. Cada método de medición debería ser validado de conformidad con el procedimiento de validación del laboratorio.

8.86. Cuando proceda, debería prestarse atención a las siguientes consideraciones:

- a) Los métodos deben planificarse de forma ordenada y documentarse de un modo que corresponda al estilo de trabajo del laboratorio.
- b) La documentación debe describir el método de medición paso a paso, según proceda, e incluir orientaciones para llevar los registros necesarios.
- c) Como primer método de validación, los nuevos métodos de medición que se desarrollen deberían ponerse a prueba utilizando diferentes parámetros, y documentando y evaluando los resultados.
- d) En este método puede incorporarse un paso adicional de validación que genere una decisión de ‘aprobación o reprobación’.
- e) Deben determinarse las medidas que se adoptarán cuando se produzca una desviación (o error) (es decir, quién deberá hacer qué, y en qué momento).
- f) El flujo de datos de los resultados de las mediciones debe estar organizado e indicar quién necesita una determinada información, cuándo y en qué forma, y cómo asegurar el respaldo de los datos.

Equipo de ensayo y calibración

8.87. El laboratorio debería poseer el equipo adecuado para prestar los servicios necesarios al cliente, incluidos el muestreo, la preparación de las muestras, la medición o calibración, los cálculos y la presentación de los informes

correspondientes. El equipo necesario para producir los resultados de las mediciones debería ser funcional y poderse utilizar en las mediciones día tras día.

8.88. Deberían realizarse las siguientes actividades:

- a) Calibraciones periódicas y documentadas que garanticen la corrección de los resultados de las mediciones.
- b) Pruebas funcionales periódicas y documentadas, entre los períodos de calibración, para verificar que el equipo funcione correctamente.
- c) Todo el trabajo de mantenimiento previsto por el fabricante del equipo, que debe quedar documentado en un expediente del equipo.
- d) Actividades de capacitación y actualización periódica de cada operador del equipo, para que los miembros del personal estén familiarizados con su funcionamiento.

8.89. Todo el equipo y los programas informáticos desarrollados por el propio laboratorio deberían estar claramente identificados, con una documentación que sea suficiente para permitir la validación de los programas informáticos y la correcta instalación del equipo.

8.90. Cuando se utilice un equipo fuera del laboratorio, deberían realizarse comprobaciones de todas las piezas que entren y salgan de este.

8.91. Todos los cálculos, incluidos los realizados con un *software* comercial (por ejemplo, con hojas de cálculo), deberían documentarse y validarse.

Trazabilidad de las mediciones

8.92. Para asegurar la trazabilidad de los resultados de las mediciones, cada dispositivo de medición que influya en el resultado debería calibrarse antes de la puesta en servicio y a intervalos definidos en lo sucesivo. Los patrones utilizados para estas calibraciones deberían estar cuantificados en las unidades del Sistema Internacional de Unidades (SI). En algunos casos —por ejemplo, cuando se trate de mediciones relacionadas con el ^{222}Rn — se recomienda también la participación en los ejercicios de intercomparación internacional adecuados, para demostrar la fiabilidad de las mediciones.

8.93. Los servicios de calibración deberían asegurar la trazabilidad de sus patrones e instrumentos de medición mediante una cadena ininterrumpida de calibraciones o comparaciones que los vinculen a los patrones primarios pertinentes, utilizando

sistemáticamente el Sistema Internacional de Unidades a lo largo de toda esa cadena. En el caso de los servicios de medición, esa trazabilidad puede lograrse utilizando un servicio de calibración.

8.94. Para mantener operativo un servicio de calibración o medición, puede ser útil:

- a) Organizar la información sobre todos los patrones de calibración utilizados en un archivo de una base de datos, que contenga:
 - i) los datos de calibración;
 - ii) los números de serie de las unidades calibradas;
 - iii) las fechas de la última calibración y de la siguiente;
 - iv) el lugar de trabajo y el nombre de la persona que efectuó la prueba.
- b) Conservar todos los procedimientos de calibración y sus resultados, los certificados de calibración, en el laboratorio.
- c) Respaldar la calibración periódica con la programación de un cronograma.
- d) Mantener piezas de repuesto calibradas para los dispositivos importantes a fin de reducir los tiempos de parada en caso de avería.

Muestreo

8.95. Si un laboratorio de ensayos realiza también el muestreo, debería hacerlo de conformidad con las normas aceptadas o con procedimientos documentados. Si el muestreo corre a cargo de un subcontratista o del cliente, deberá comprobarse que apliquen las mismas restricciones y condiciones que el laboratorio.

8.96. Al ejecutar un procedimiento de muestreo, debería prestarse atención a los siguientes aspectos, según proceda:

- a) Deben respetarse tanto los requisitos de las normas pertinentes como los del cliente (por ejemplo, en relación con el lugar y el momento del muestreo, el nombre de la persona encargada de hacerlo y las condiciones técnicas).
- b) Debe evitarse toda influencia negativa posible en las muestras, durante la toma, el transporte, la manipulación, el almacenamiento y el análisis.
- c) Los procedimientos deben estar bien documentados y utilizar los métodos estadísticos que correspondan a fin de proporcionar muestras y datos de las muestras correctamente identificados para el proceso de medición.
- d) Si el proceso de muestreo revela problemas o errores, o si la toma de muestras se realizó incorrectamente, deberá informarse de ello al cliente.

Manipulación de los objetos de ensayo y calibración

8.97. Los objetos destinados al ensayo y la calibración deberían manipularse con cuidado. Para preservar su identidad, no deberían separarse nunca de su descripción. El laboratorio debería tener un procedimiento establecido que contenga las instrucciones para:

- a) identificar y etiquetar los objetos de ensayo y de calibración entrantes;
- b) notificar cualquier anomalía encontrada en los objetos tratados;
- c) manipular, almacenar y transportar los objetos de ensayo y de calibración, y mantener las condiciones ambientales necesarias;
- d) devolver los objetos al cliente o utilizar vías de disposición final aprobadas.

Garantía de la calidad de los resultados de los ensayos y la calibración

8.98. El laboratorio debería tener un proceso y un procedimiento que garanticen el control continuo de la calidad de los servicios prestados al cliente.

8.99. Al diseñar ese proceso y procedimiento, deberían tomarse en consideración los siguientes puntos, según proceda:

- a) el uso exclusivo de materiales (de referencia) certificados para los fines de la calibración y el control de calidad interno;
- b) la realización de todas las mediciones y calibraciones de conformidad con la documentación aplicable;
- c) la participación en ejercicios de comparación entre laboratorios o en programas de pruebas de competencia;
- d) la repetición de los ensayos o calibraciones utilizando ya sea los mismos u otros métodos;
- e) la repetición del ensayo o la calibración con objetos retenidos;
- f) la correlación de los resultados relativos a diferentes características de un objeto;
- g) el uso de métodos estadísticos, como gráficos de control, para determinar la calidad de los resultados de las calibraciones a lo largo de un período de tiempo y detectar así las posibles tendencias a la degradación de los instrumentos.

Comunicación de los resultados

8.100. Los resultados deberían comunicarse al cliente de un modo exacto y comprensible, que responda a sus necesidades y cumpla los requisitos del órgano regulador.

8.101. El laboratorio debería elaborar para sus informes una estructura que tenga en cuenta:

- a) los requisitos de los órganos reguladores pertinentes;
- b) los requisitos de las normas pertinentes;
- c) las reglas internas para la presentación de informes dentro de la organización.

Habría que tener cuidado de indicar claramente los datos que procedan de un subcontratista. El laboratorio debería contar con un procedimiento para modificar los informes cuando se detecten errores en la versión original. Todos los informes emitidos deberían considerarse registros, y tratarse como tales.

9. CONTROLES TECNOLÓGICOS, CONTROLES ADMINISTRATIVOS Y EQUIPO DE PROTECCIÓN PERSONAL

CONSIDERACIONES GENERALES

9.1. Cuando las características físicas del diseño de una instalación no proporcionen suficiente contención o blindaje de los materiales radiactivos, deberían utilizarse controles tecnológicos adicionales, basados en los sistemas y componentes de la instalación, para proteger a las personas. Por ejemplo, los sistemas de ventilación adecuadamente diseñados y controlados son un medio eficaz de reducir al mínimo la exposición en los lugares de trabajo propensos a la contaminación del aire, como las minas subterráneas y los edificios en que se procesan en seco minerales radiactivos. Las campanas extractoras fijas, las cajas de guantes y los manipuladores son otros ejemplos de controles tecnológicos.

9.2. La monitorización apropiada permitirá determinar la idoneidad y eficacia de los controles tecnológicos. Por ejemplo, cuando se utilicen controles

tecnológicos como la ventilación, la aspiración o medios de contención para reducir o mantener las concentraciones de la actividad de los radionucleidos en el entorno de trabajo, debería monitorizarse la calidad del aire. Por lo general, para las características físicas de diseño instaladas, como las campanas extractoras, se prefiere el muestreo del aire en lugares fijos, mientras que para los controles temporales, como los dispositivos de ventilación portátiles o el uso de aspiradores, se prefiere la toma de muestras aleatorias. La monitorización del aire en tiempo real para determinar la idoneidad de los controles instalados también puede ser adecuada, y debería ser obligatoria en algunas situaciones.

9.3. Durante las operaciones no rutinarias, como las labores de mantenimiento, las modificaciones y la descontaminación y la clausura, puede ser necesario utilizar controles tecnológicos temporales, por ejemplo un blindaje o un dispositivo de contención provisional, o aparatos de ventilación portátiles o auxiliares. La planificación de estas operaciones no rutinarias debería incluir una evaluación de la posibilidad de dispersión de la contaminación, así como la evaluación de la eficacia de los controles tecnológicos para reducir esa posibilidad.

9.4. Los dispositivos de contención temporales pueden ser particularmente útiles para controlar la dispersión de la contaminación cuando se producen fugas en el sistema de contención o cuando hay que abrir estos sistemas para realizar obras de mantenimiento. Esos dispositivos tienen grados de complejidad muy variables, que abarcan desde simples sumideros de plástico suspendidos bajo los puntos de fuga hasta complejas construcciones portátiles que permiten encerrar toda una zona de trabajo. Muchos diseños disponibles en el comercio incluyen bocas para la manipulación con guantes y para el equipo, ventilación, y portales de salida para reducir la contaminación.

9.5. Los tubos de escape de los sistemas portátiles de tratamiento del aire utilizados en las zonas contaminadas, incluidos los aspiradores, deberían estar dotados de filtros de aire particulado de alta eficiencia (HEPA) o adsorbentes adecuados, según el caso, y dirigidos hacia sistemas instalados que tengan también esos filtros o adsorbentes. Estas disposiciones pueden no ser necesarias en las zonas en que solo haya tritio o gases nobles radiactivos, o cuando el material que se deba aspirar esté suficientemente húmedo para impedir su resuspensión en la cámara colectora del sistema. El uso incorrecto de los aspiradores y del equipo portátil de tratamiento del aire puede aumentar los materiales radiactivos suspendidos en el aire o la contaminación superficial removible. El empleo prolongado de equipo de tratamiento del aire podría dar lugar a una acumulación importante de materiales radiactivos en los conductos y filtros. El funcionamiento

de ese equipo debería someterse a evaluaciones radiológicas periódicas en que se monitoricen el aire evacuado y las superficies accesibles del equipo.

9.6. Cuando el uso de características físicas de diseño, incluidos ciertos controles tecnológicos para limitar la exposición individual, sea inviable o inadecuado, deberían tomarse en consideración los controles administrativos para optimizar la protección y la seguridad. Los controles administrativos incluyen, por ejemplo, el empleo de autorizaciones de trabajo y de restricciones o controles del acceso a las zonas en que pueda haber contaminación.

9.7. Antes de recurrir al empleo de equipo de protección personal, debería aprovecharse todo el potencial de las medidas de control, como el diseño, la instalación, el mantenimiento y la explotación de calidad, junto con disposiciones administrativas y la instrucción del personal, para asegurar la protección de los trabajadores. Cuando los controles tecnológicos y los controles administrativos no sean suficientes para proporcionar a los trabajadores un nivel adecuado de protección, se les deberá suministrar equipo de protección personal para restringir la exposición.

BLINDAJE

9.8. El uso del blindaje puede ser una forma de control tecnológico eficaz. En la fase de diseño, debería preverse un espesor adecuado de material de blindaje que asegure un nivel aceptable de protección de los trabajadores en las condiciones de funcionamiento normales y en situaciones anormales. El diseño del blindaje debería ser suficiente para garantizar que en las condiciones de trabajo normales la dosis externa individual sea inferior a la restricción de dosis. En cuanto a las condiciones anormales, se debería evaluar si el blindaje es adecuado para todas las situaciones, incluidos los accidentes con las máximas consecuencias radiológicas previsibles (el peor escenario), y, cuando sea necesario, considerar la posibilidad de aumentarlo o de utilizar otros controles tecnológicos (como los enclavamientos). La probabilidad de un accidente u otro incidente que genere dosis individuales inaceptables debería mantenerse en un nivel muy bajo, evitando también las situaciones de exposición planificadas en que pueda superarse el límite de dosis anual debido a un blindaje inadecuado. La eficacia del blindaje debería vigilarse activamente mediante instrumentos de monitorización instalados en el lugar de trabajo y/o la realización regular de exploraciones de la zona por personal debidamente cualificado. Cuando sea necesario, deberá instalarse un blindaje local adicional para reducir el campo de radiación. También deberían utilizarse monitores de zona pasivos, para determinar la dosis integrada

en el tiempo en diversas zonas. El análisis de los resultados permitirá entender las tendencias y mejorar el blindaje, cuando sea el caso.

9.9. El blindaje debería tomarse en consideración en todos los trabajos que entrañen el uso de rayos X, radiación γ y neutrones u otras partículas de alta energía (incluidas las partículas β de alta energía). Los materiales de blindaje que se seleccionen deben ser apropiados al tipo de instalación. Por ejemplo, en las instalaciones de aceleradores, el blindaje de los aceleradores y del anillo de almacenamiento debería consistir en una combinación adecuada de diversos materiales (como hormigón, plomo, polietileno y suelo), y estar diseñado para las operaciones normales utilizando supuestos prudentes con respecto a las pérdidas del haz a fin de limitar la dosis máxima que puedan recibir los trabajadores. En la publicación N° SSG-8 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Seguridad radiológica de las instalaciones de irradiación de rayos gamma, electrones y rayos X* [158], se ofrecen más orientaciones sobre el diseño y la instalación del blindaje estructural en las instalaciones de irradiación con radiación γ , electrones y rayos X.

VENTILACIÓN

9.10. El propósito del sistema de ventilación primario de una instalación es suministrar aire puro a los lugares de trabajo para eliminar los contaminantes en suspensión generados por las operaciones. El diseño de la red de ventilación, incluidos el cálculo y la verificación de las tasas y velocidades del flujo de aire, debería ser objeto de gran atención, a fin de que sea suficiente para controlar la contaminación suspendida en el aire. En muchas instalaciones, el control de la contaminación del aire se consigue por los siguientes medios:

- a) El mantenimiento de una presión negativa suficiente con respecto a la presión atmosférica.
- b) Un número adecuado o prescrito de renovaciones del aire del lugar de trabajo.
- c) La instalación de sistemas apropiados de limpieza del aire de escape y los efluentes gaseosos (con inclusión de depuradores, adsorbentes y/o filtros HEPA) para mantener las emisiones de la instalación dentro de los límites autorizados. La descarga del aire de escape debería tener lugar a través de un cañón de una altura apropiada, a fin de que las emisiones experimenten la dilución necesaria para proteger a los miembros del público.

9.11. La ventilación tiene una importancia crucial en las minas subterráneas, donde los trabajadores pueden verse expuestos a niveles elevados de radón y de polvo en suspensión con radionucleidos de origen natural. El diseño de los sistemas de ventilación de las minas es complejo, y la medición y el análisis de los flujos de aire requieren competencias especiales. Por lo tanto, las minas suelen tener un oficial de ventilación debidamente cualificado, que rinde cuentas directamente a los niveles superiores de la administración.

9.12. El oficial de ventilación de una mina debería tener las responsabilidades especificadas en el párrafo 3.177.

9.13. En algunos lugares de trabajo, especialmente en las minas subterráneas y los edificios en que se procesan en seco minerales radiactivos, el aire puro suministrado por el sistema de ventilación primario puede no ser suficiente para ventilar determinadas áreas de trabajo. Esas áreas pueden ser, por ejemplo, los frentes de avance de las operaciones de excavación de túneles en las minas subterráneas, y las áreas de ensacado de productos en las instalaciones que procesan minerales radiactivos. En esas circunstancias, se utilizan habitualmente tubos flexibles para suministrar una ventilación auxiliar a las partes afectadas del lugar de trabajo. Esos tubos de ventilación auxiliares deberían colocarse de modo que se evite la formación de remolinos de recirculación del aire contaminado.

9.14. El funcionamiento correcto de los sistemas de ventilación primario y auxiliar debería garantizarse durante toda la fase operacional de la instalación, y las anomalías deberían activar alarmas audiovisuales en el panel indicador de la sala de control o del oficial de protección radiológica, a fin de que puedan adoptarse medidas inmediatas para la protección de los trabajadores. El empleador debería establecer un programa de inspección y mantenimiento del equipo de ventilación que incluya los ventiladores principales, los ventiladores auxiliares y los sistemas de calentamiento y refrigeración que puedan existir. Este programa debería documentarse e incluir el mantenimiento de registros.

9.15. En las minas subterráneas, el diseño del sistema de ventilación debería ser parte integrante del proceso de planificación y desarrollo de la mina, con el objetivo de establecer, cuando sea viable, un sistema de ventilación en paralelo o 'en una pasada' para garantizar la buena calidad del aire y reducir al mínimo la acumulación de radón y de polvo en suspensión.

9.16. Para un funcionamiento eficaz de los sistemas de ventilación primario y auxiliares de una instalación, deberían cumplirse las siguientes condiciones:

- a) Las vías de incorporación y de salida del aire deben estar tan separadas como sea posible.
- b) La ventilación debe considerarse un sistema importante para la seguridad. Para el equipo como los ventiladores normales e impelentes y los sistemas de filtros HEPA, debería tomarse en consideración la posibilidad de establecer sistemas de reserva, con inclusión de un suministro alternativo de energía eléctrica (por ejemplo, mediante generadores diésel), cuando sea necesario. Esto permitirá parar los sistemas de proceso de manera segura durante las actividades de mantenimiento, sin que deje de funcionar ningún sistema de monitorización. También debería estudiarse la posibilidad de establecer indicadores del funcionamiento en tiempo real, que alerten a los operadores en caso de fallo o mal funcionamiento de los sistemas de escape.
- c) Para la protección y la seguridad de los trabajadores, todo lugar de trabajo debe recibir un suministro de aire de cantidad y calidad suficientes para reducir al mínimo la exposición causada por los contaminantes suspendidos en el aire, como el polvo, el radón y otros gases radiactivos.
- d) Las velocidades del aire deben ser suficientemente altas para diluir los contaminantes en suspensión, pero sin causar la resuspensión del polvo depositado.
- e) En el caso de las minas subterráneas, los sistemas primarios de ventilación y control del polvo deberían, de preferencia, funcionar sin interrupciones; si el funcionamiento continuo de estos sistemas no es viable, el órgano regulador podrá autorizar el funcionamiento intermitente, con sujeción a lo señalado en el apartado f).
- f) Cuando el sistema de ventilación haya sido modificado, o cuando haya sufrido una avería o se haya apagado, los trabajadores no deberán ser autorizados a regresar a sus lugares de trabajo hasta que el sistema de ventilación esté nuevamente en marcha y se haya comprobado, mediante una monitorización adecuada, que las concentraciones de contaminantes han vuelto a niveles aceptables.

9.17. El empleador debería adoptar medidas para disuadir de la entrada no autorizada a cualquier zona subterránea de la mina que no esté ventilada. Cuando el sistema de ventilación no esté en funcionamiento, podrán realizarse las operaciones de mantenimiento esenciales para el uso del equipo o la maquinaria, adoptando todas las medidas posibles para limitar la dosis recibida por los trabajadores que presten esos servicios.

9.18. En algunas situaciones, por ejemplo en una mina subterránea o en un edificio en que se procesen en seco minerales radiactivos, las instrucciones de

trabajo locales deberían especificar las medidas que se habrán de adoptar en caso de fallo del sistema de ventilación.

9.19. Las estaciones de trabajo fijas no deberían situarse en lugares por los que pasen corrientes de aire de retorno, ni en zonas con una elevada radiación externa. Cuando sea necesario hacerlo, deberían utilizarse cabinas con suministro de aire filtrado, para ofrecer a los operadores la protección necesaria.

CONTROL DEL POLVO

9.20. En la mayoría de las operaciones en que pueden generarse altas cantidades de polvo, por ejemplo en la extracción y el procesamiento de minerales, la adopción de medidas de control del polvo suele ser un requisito legal, debido a la necesidad de proteger a los trabajadores contra peligros no radiológicos tales como la inhalación de partículas de sílice. Por lo general, estas medidas exigen una restricción de las concentraciones de polvo en suspensión que es suficiente para proteger adecuadamente a los trabajadores contra la inhalación de los radionucleidos de origen natural que puedan estar presentes en el polvo.

9.21. Para garantizar la aplicación de métodos de control del polvo adecuados en las minas subterráneas y en los edificios en que se procesen en seco minerales radiactivos, deberían establecerse programas oficiales de muestreo del aire y control del polvo en suspensión. Las medidas aplicables son las siguientes:

- a) La generación de polvo en las operaciones debería reducirse al mínimo utilizando técnicas apropiadas de extracción y procesamiento de minerales, como el uso de patrones e intervalos de voladura adecuados, agua y otros medios para suprimir el polvo, y equipo apropiado.
- b) El polvo que se genere debería eliminarse en la fuente. Si es necesario y viable, la zona de origen del polvo podrá encerrarse en una estructura a presión negativa. El aire puede tener que filtrarse antes de la descarga al medio ambiente.
- c) El polvo que no se haya suprimido en la fuente podrá diluirse hasta que se alcancen niveles aceptables renovando frecuentemente el aire de la zona de trabajo. También en este caso, puede ser necesario filtrar el aire de escape antes de su emisión al medio ambiente.
- d) Habrá que tener cuidado de evitar las altas velocidades del aire que puedan poner nuevamente en suspensión el polvo depositado.

- e) Cuando los métodos de control del polvo no permitan lograr una calidad del aire aceptable en las zonas de trabajo, deberían proporcionarse a los trabajadores cabinas con suministro de aire filtrado.

DERRAME DE MATERIALES RADIACTIVOS

9.22. El empleador debería establecer los procedimientos operacionales normalizados que se aplicarán en caso de riesgo radiológico importante real o potencial debido al derrame de materiales radiactivos en una instalación, o durante el transporte de una instalación a otra. Esto debería incluir procedimientos para:

- a) limpiar los derrames;
- b) restringir el acceso a la zona;
- c) aplicar los planes de contingencia;
- d) monitorizar a las personas afectadas;
- e) obtener asesoramiento del oficial de protección radiológica o de un experto cualificado;
- f) gestionar los desechos generados;
- g) informar al órgano regulador o a otras autoridades pertinentes, según sea necesario.

9.23. Todo derrame de materiales radiactivos debería limpiarse cuanto antes a fin de minimizar la propagación de la contaminación. La zona debería descontaminarse eliminando, en la medida de lo posible, toda contaminación transitoria y todos los materiales contaminados.

CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL

Programa de control de la contaminación

9.24. El trabajo con sustancias radiactivas no selladas entraña la posibilidad de contaminación de las superficies. Debería ejecutarse un programa de control de la contaminación que permita detectar la presencia de contaminación superficial y prevenir su transferencia inadvertida a niveles que superen los valores especificados para las condiciones de trabajo normales. Un programa de control de la contaminación basado en las características físicas de diseño y los controles tecnológicos y administrativos adicionales que sean necesarios debería ser un elemento esencial de todo programa de protección radiológica integral que apunte a optimizar la protección y seguridad de los trabajadores.

9.25. Al aplicar un programa de control de la contaminación, las características físicas de diseño que permitan controlar la contaminación superficial en la fuente deberían ser el elemento más importante. Las características físicas de diseño utilizadas en un programa de control de la contaminación pueden incluir:

- a) características de diseño destinadas específicamente a confinar el material radiactivo para evitar que cause contaminación superficial;
- b) sistemas de ventilación que impidan la acumulación de contaminación superficial como consecuencia del depósito de partículas en suspensión.

9.26. Las características de diseño como las mencionadas en el párrafo 9.25 pueden ser los principales métodos de control de la exposición interna de los trabajadores por inhalación de los radionucleidos presentes en las partículas en suspensión, especialmente en los trabajos no rutinarios, como el mantenimiento del equipo. Esto se aplica tanto a las partículas emitidas al aire directamente en la zona de origen del polvo como a las que vuelven a la atmósfera por resuspensión desde las superficies contaminadas. El uso de esas características físicas de diseño se ilustra en los dos ejemplos siguientes:

- a) Un sistema de ventilación fijo, dotado de filtros HEPA o adsorbentes adecuados, puede ser una característica física de diseño para controlar las concentraciones de radionucleidos en suspensión durante las operaciones rutinarias. Un sistema de ventilación temporal, dotado igualmente de filtros HEPA o de adsorbentes, será un control tecnológico para ciertas actividades de mantenimiento.
- b) Un sistema de drenaje debidamente diseñado debería ser una característica física de diseño para la transferencia de los desechos líquidos contaminados a un punto de recolección controlado (tanques de retención). Cuando se estén realizando trabajos de mantenimiento, podrán instalarse tubos de desagüe temporales para recoger el efluente, como medios de control tecnológico y en el marco de un sistema de permisos de trabajo especiales, si procede. En el caso de los desechos líquidos que contengan materiales fibrosos, podrían ser necesarias también otras medidas especiales.

9.27. Cuando el empleo de características físicas de diseño (incluidos determinados controles tecnológicos) para restringir la exposición individual no sea viable o suficientemente eficaz, deberían aplicarse controles administrativos. Estos controles pueden incluir restricciones del acceso a la zona contaminada o el uso de ciertas prácticas laborales para reducir al mínimo la transferencia de la contaminación.

9.28. Los trabajos en las zonas contaminadas deberían realizarse de un modo que minimicen la propagación de la contaminación a las superficies adyacentes, las personas presentes y la atmósfera del lugar de trabajo. Para controlar la dispersión de la contaminación y restringir la exposición individual, deberían adoptarse disposiciones, como la erección de barreras físicas (con cambio del calzado) y el acordonamiento de las partes afectadas, dentro y alrededor de las zonas contaminadas.

9.29. El control del acceso a las zonas contaminadas puede ser necesario para asegurarse de que los trabajadores que entren en esas zonas estén informados de la situación radiológica y de los posibles riesgos y, si es necesario, reciban el equipo de protección personal apropiado. Las indicaciones visuales de los niveles de contaminación y las advertencias correspondientes deberían estar claramente a la vista. La salida de los trabajadores de las zonas contaminadas deberá controlarse, para evitar la transferencia involuntaria de sustancias radiactivas a las otras zonas por contaminación del personal o el equipo. Debería hacerse lo posible para controlar el grado de contaminación y el tamaño y número de las zonas contaminadas de una instalación.

9.30. A la salida de las zonas contaminadas debería haber medios para facilitar la retención de la contaminación en esas áreas y realizar una monitorización de las personas y de la zona que permita verificar que se ha mantenido el control. Las personas que salgan de las zonas contaminadas deberían ser monitorizadas, según corresponda, para detectar la presencia de contaminación superficial. Como mínimo, deberán someterse a un control de la contaminación superficial realizado con dispositivos de monitorización portátiles o automatizados, según el caso. Cuando las únicas zonas contaminadas sean las superficies de los bancos de laboratorio o las campanas de extracción, o cuando la posibilidad de contaminación se limite a determinadas partes del cuerpo, los controles deberían concentrarse en las áreas que tengan más probabilidades de estar afectadas. Si los niveles de radiación de fondo u otras condiciones locales en el punto de salida impiden la detección de la contaminación superficial, la salida debería desplazarse a otro lugar, por ejemplo a una zona con niveles de radiación de fondo más bajos. Cuando el desplazamiento del punto de salida a otro lugar no sea viable, las personas deberían pasar directamente del punto de salida a una zona apropiada para realizar los controles necesarios. Todos los objetos, incluidos los materiales, las herramientas, el equipo y los artículos personales, que sean retirados de las zonas contaminadas deberían ser monitorizados por personal competente. Los trabajadores deberán ser conscientes de la necesidad de esa monitorización.

9.31. La contaminación cutánea por ciertos radioisótopos, como el tritio, no puede detectarse de manera fiable con los instrumentos de monitorización de mano o automatizados actualmente disponibles; por consiguiente, los controles individuales no son un medio adecuado de detección de esa contaminación cutánea. Cuando exista la posibilidad de una exposición individual a esos tipos de contaminación, habrá que potenciar los programas de bioanálisis y los programas rutinarios de monitorización de la contaminación y del aire.

9.32. En las zonas contaminadas en que los niveles de contaminación removible superen ciertos valores especificados, debería utilizarse ropa protectora. El tipo de ropa protectora requerido debería determinarse teniendo en cuenta los niveles de contaminación, la forma química y física del contaminante, las actividades que se realizarán y la accesibilidad de la zona. También deberían tomarse en consideración otros peligros no radiológicos, como el calor, las llamas, las sustancias químicas peligrosas, las obstrucciones físicas, las descargas eléctricas y la visibilidad limitada.

9.33. Las medidas de control examinadas en esta sección han demostrado ser eficaces para minimizar la generación de contaminación removible y su propagación. Sin embargo, estas medidas pueden no ser adecuadas en las zonas en que solo haya contaminación fija. Cuando las superficies con contaminación fija se encuentren en una zona controlada o supervisada, los requisitos de clasificación de zonas y de control del acceso deberían proporcionar un adecuado control de la entrada y la salida. Pueden ser necesarias también otras medidas de control para prevenir la transferencia inadvertida o no autorizada de la contaminación fija con métodos que alteren las superficies. Aunque se pueden utilizar revestimientos fijadores para inmovilizar la contaminación en la superficie, esta práctica debería limitarse al mínimo indispensable, retirando siempre toda la contaminación que sea posible antes de aplicar el revestimiento.

Monitorización de la contaminación superficial

9.34. Los programas de monitorización de la contaminación son necesarios para las evaluaciones radiológicas previas y las evaluaciones permanentes de la seguridad, así como para verificar la eficacia de las medidas de prevención y control de la contaminación superficial.

9.35. Los instrumentos y técnicas utilizados para monitorizar la contaminación deberían ser adecuados a los tipos, niveles y energía de la radiación presente. Los instrumentos deberían someterse a un mantenimiento periódico, estar calibrados para las condiciones ambientales reinantes y ser objeto de pruebas rutinarias de la

operabilidad. Debería disponerse de un medidor apropiado de la contaminación superficial en todos los casos en que se utilicen sustancias radiactivas no selladas, como líquidos y polvos, y habrá que tener cuidado de evitar que el instrumento entre en contacto con superficies posiblemente contaminadas. Los instrumentos compuestos por un contador y una sonda ofrecen gran versatilidad en lo que respecta tanto a la gama de radionucleidos detectables (con diferentes sondas) como a la facilidad de la medición. Las superficies que deberían monitorizarse de forma rutinaria para detectar derrames o contaminación son el cuerpo, la ropa protectora, las áreas de trabajo (como los bancos y pisos), el equipo y los envases utilizados para el transporte de materiales radiactivos.

9.36. La medición de la contaminación superficial en objetos contaminados con material radiactivo natural requiere particular cuidado. En el caso de algunos objetos, el equipo de monitorización de la radiación α es del todo inadecuado, a pesar de que los emisores α son normalmente los radionucleidos que más preocupan. La autoabsorción de partículas α en la capa contaminante puede ser demasiado alta para obtener una medición fiable. La sonda α del instrumento debería mantenerse a 5 mm de la superficie. Esto puede ser imposible cuando se midan superficies rugosas o no uniformes. Además, la superficie de la sonda α es vulnerable y puede sufrir daños si se intenta medir ese tipo de superficies. Debido a estas dificultades, el método preferido para medir los objetos contaminados con material radiactivo natural suele ser la monitorización β . Sin embargo, incluso con la radiación β más penetrante, deberá tenerse en cuenta la autoabsorción, según sea necesario. La mayoría de los detectores β son sensibles a la radiación γ . Si esto no se toma debidamente en consideración, la presencia de radiación γ ambiental podría ser interpretada por error como contaminación. Dado que los radionucleidos de la capa contaminante no estarán necesariamente en equilibrio, la medición de las emisiones β podría no proporcionar suficiente información sobre las concentraciones de la actividad de los radionucleidos que sean emisores α . Por consiguiente, a veces será preciso determinar primero la composición de radionucleidos de la capa contaminante mediante un análisis de laboratorio detallado.

9.37. Incluso niveles bastante bajos de contaminación superficial pueden plantear un riesgo de exposición interna. Los instrumentos de monitorización de la contaminación superficial tienen eficiencias de detección de entre cero y un 30 % para los diferentes radionucleidos. Las mediciones deberían realizarse con un instrumento calibrado que tenga la mayor eficiencia de detección predeterminada disponible para los radionucleidos de interés. Las mediciones, en cuentas por segundo, deberían convertirse en unidades de becquerels por centímetro cuadrado. Algunos medidores de la contaminación superficial son programables:

el usuario fija la respuesta probable del instrumento al radionucleido utilizado y obtiene una medición directa de la contaminación superficial (en becquerels por centímetro cuadrado).

9.38. Cada medidor de la contaminación superficial está diseñado, y corresponde a un modelo tipo certificado, para medir una gama específica de contaminantes. Su respuesta a la contaminación dependerá de:

- a) el tipo y la energía de la radiación emitida por los radionucleidos presentes en la contaminación;
- b) la eficiencia de detección intrínseca del instrumento para cada radionucleido, que está dada por las características del detector, el espesor de la ventana y las dimensiones de la rejilla protectora, si existe;
- c) la geometría de la detección, que tiene que ver con las dimensiones del detector, el grado de contaminación, la naturaleza de la superficie contaminada y la distancia del detector a la superficie;
- d) el ruido eléctrico inherente, el envejecimiento o las condiciones de fallo de los componentes del instrumento.

9.39. Al seleccionar el equipo de monitorización de la contaminación superficial, debería tenerse en cuenta que, en el caso de la contaminación distribuida uniformemente en toda una superficie (en contraposición a la contaminación de un punto particular), la respuesta del instrumento aumenta con el área de la sonda. Esto se ilustra en el cuadro 6 para cuatro tipos de monitores de la

CUADRO 6. MONITORES DE CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL: VARIACIÓN DE LA SENSIBILIDAD EN FUNCIÓN DEL ÁREA DE LA SONDA

Tipo de monitor de contaminación superficial	Área de la sonda (cm ²)	Factor de calibración (fuente de ⁶⁰ Co) (Bq/cm ² por cuenta/s)
Geiger-Müller de ventana terminal	7	10,2
Centelleador de sulfuro de cinc + plástico	50	0,5
Centelleador plástico	65	0,1
Contador de xenón	260	0,03

contaminación superficial. La administración debería recabar el asesoramiento del oficial de protección radiológica o de un experto cualificado, según proceda, para la selección del equipo de monitorización.

9.40. En las instalaciones con contaminación superficial generada por material radiactivo natural pueden requerirse instrumentos de monitorización con un diseño especial. En la industria del petróleo y el gas, por ejemplo, el riesgo de inflamación o explosión puede hacer necesario el uso de instrumentos intrínsecamente seguros. Además, la presencia generalizada de contaminación superficial en el interior de los conductos exigirá el uso de detectores β con una forma cilíndrica especial (véase el párrafo 9.36). Para la monitorización de la contaminación superficial causada por material radiactivo natural, los instrumentos de monitorización y los sistemas de medición deberían calibrarse, en lo posible, utilizando patrones estándar de uranio natural y de torio natural, según proceda.

9.41. Cada instrumento de monitorización debería ser puesto a prueba antes del primer uso, a intervalos regulares (típicamente de un año) en lo sucesivo, y después de cada reparación que pueda haber alterado su comportamiento. Estas pruebas deben ser realizadas por expertos cualificados utilizando placas calibradas, contaminadas de manera uniforme y con una superficie activa de dimensiones parecidas a las del detector. El radionucleido empleado debería emitir radiación similar a la del posible contaminante. Los objetivos serán:

- a) Determinar el voltaje de servicio de cada detector, especialmente para las sondas intercambiables; también podrán ponerse a prueba otras características eléctricas y mecánicas.
- b) Determinar o confirmar la eficiencia de detección del instrumento para cada radionucleido de interés.
- c) Utilizando la eficiencia de detección, puede proporcionarse al usuario una respuesta calibrada para convertir la indicación del instrumento (en cuentas por segundo) en una concentración de la actividad en la superficie (en becquerels por centímetro cuadrado). También pueden investigarse la linealidad de la respuesta y las posibles diferencias entre distintos rangos. El usuario del instrumento debería conservar un certificado de la prueba oficial más reciente, y realizar sus propias comprobaciones de rutina del instrumento. Hay fuentes disponibles para ello, que a veces están adheridas a la cubierta del detector de contaminación. El estado de la batería debería controlarse cada vez que se utilice el instrumento.

Higiene personal y primeros auxilios

9.42. Para prevenir las incorporaciones involuntarias por los trabajadores, el empleador debería poner a su disposición salas de higiene adecuadas al lugar de trabajo, y darles el tiempo necesario para utilizarlas antes de cada pausa de descanso o para comer y al final de cada turno. El empleador debería ofrecer también —en lugares situados fuera de las zonas de trabajo contaminadas pero razonablemente accesibles para todos los trabajadores— áreas limpias para comer, con disponibilidad de agua, aire de buena calidad, lavabos para las manos y retretes. Estos servicios deberán estar designados como tales, y monitorizarse y mantenerse de un modo que sea aceptable para el órgano regulador. Los trabajadores que los utilicen deberán conocer las instrucciones para prevenir la dispersión de la contaminación.

9.43. Nadie debería estar autorizado a comer, beber, mascar gomas o tabaco, fumar, tomar rapé o aplicarse cosméticos en las zonas de trabajo en que puedan ingerirse sustancias radiactivas.

9.44. Cuando se limpien heridas sufridas en zonas con contaminación radiactiva o por contacto con equipo contaminado, deberán adoptarse precauciones especiales. En estos casos debería recabarse el asesoramiento de un oficial médico (véase también el párrafo 9.52).

9.45. Antes de que los trabajadores entren a las zonas de trabajo en que pueda haber contaminación, debería vendarse adecuadamente, con apósitos impermeables, cualquier corte o herida que tengan, especialmente en las manos.

9.46. El empleador debería velar por que los trabajadores reciban la capacitación en primeros auxilios que corresponda al trabajo que realicen.

DESCONTAMINACIÓN DEL EQUIPO Y DEL PERSONAL

Descontaminación del equipo y de los pisos y paredes

9.47. El empleador debería poner a disposición, cuando sea necesario, una sala y agentes de descontaminación para tratar el equipo y las herramientas contaminadas empleados en trabajos de mantenimiento, y facilitar medios para limpiar las superficies contaminadas de los pisos y las paredes. En general, el agente descontaminante preferido es el agua. Los otros productos de limpieza deberían seleccionarse teniendo en cuenta: su eficacia; sus propiedades

peligrosas; la cantidad de desechos generada; su compatibilidad con la superficie contaminada y con otros sistemas u objetos que puedan estar contaminados (como la ropa protectora y los sistemas de manipulación de desechos); y la facilidad de la disposición final (véase más información a este respecto en las referencias [159, 160]). La eficacia de las medidas de descontaminación deberá examinarse periódicamente, y los niveles deseados deberían estar indicados en los procedimientos operacionales locales.

Descontaminación del personal

9.48. La contaminación personal incluye la contaminación de la ropa personal, la piel, el pelo, los ojos, las mucosas y las heridas. En este contexto, la ropa personal comprende la ropa de trabajo facilitada por el empleador, pero no la ropa protectora proporcionada exclusivamente para los fines del control de la contaminación.

9.49. Cuando se detecte contaminación, debería darse aviso al oficial de protección radiológica. Este caracterizará adecuadamente la posibilidad de recibir dosis importantes evaluando el alcance de la contaminación y conservando las muestras que sean necesarias para realizar una evaluación de dosis detallada y poner en marcha procedimientos de descontaminación. Los niveles de contaminación a partir de los cuales se requerirá una evaluación de las dosis y la aplicación de métodos de descontaminación deberían estar definidos para los radionucleidos que se utilicen en el emplazamiento.

9.50. Los métodos de descontaminación invasivos, como la ablación de tejidos, requieren asistencia médica. En caso de contaminación cutánea por contaminantes tales como el yodo radiactivo, la descontaminación por lavado o con detergente puede no ser eficaz; si la contaminación es grave, debería solicitarse asesoramiento médico inmediato.

9.51. La ropa personal contaminada podrá descontaminarse mediante el lavado o por otros medios apropiados, y luego monitorizarse y devolverse al propietario, a menos que sea necesario descartarla como desecho radiactivo.

Heridas

9.52. El tratamiento médico de las lesiones tiene prioridad sobre las consideraciones radiológicas. En el caso de las heridas en que pueda haber radionucleidos, debería prestarse sin demora la atención médica de urgencia

requerida (véase el párrafo 10.4 d)), pero también deberían comenzar de inmediato los esfuerzos de descontaminación, para evitar que los radionucleidos solubles pasen a la sangre.

EQUIPO DE PROTECCIÓN PERSONAL

9.53. El equipo de protección personal debería seleccionarse teniendo debidamente en cuenta los riesgos que existan. Este equipo no debe solo proporcionar la protección adecuada; también debe ser fácil y cómodo de usar. Además, deberá tenerse en cuenta la posibilidad de que las restricciones adicionales impuestas por el uso del equipo aumenten la exposición.

9.54. Algunos ejemplos de equipo de protección personal son la ropa reforzada, los trajes ventilados, las gafas protectoras y el equipo de protección respiratoria. Los trabajadores que tengan que emplear estos materiales deberían recibir la debida capacitación con respecto a su uso, funcionamiento y mantenimiento y a sus limitaciones. El equipo de protección personal deberá ser de la talla adecuada para el trabajador.

Equipo de protección respiratoria

9.55. Los empleadores no deberían basarse en el uso de equipo de protección respiratoria para cumplir los límites de dosis de los trabajadores, salvo en circunstancias imprevistas y transitorias. No obstante, el equipo respiratorio puede ser necesario en emergencias, para actividades de reparación y mantenimiento, y en circunstancias especiales de breve duración. Este equipo debería utilizarse solo por un período de tiempo limitado y especificado.

9.56. Si los niveles de contaminantes en el aire superan los valores de trabajo seguros (por ejemplo, la concentración derivada en aire) establecidos por la administración de la instalación, las personas que deban intervenir en esas circunstancias deberían utilizar equipo de protección respiratoria. Mientras se estén adoptando las medidas correctivas, la zona debería monitorizarse para estimar la posible exposición. Si la exposición se mantiene en niveles tales que es probable que se superen los niveles de trabajo seguros, los valores de la concentración derivada en aire o los límites de dosis recomendados, los empleadores deberían retirar a los trabajadores de las zonas afectadas.

9.57. El equipo de protección respiratoria y su uso deberían regirse por las siguientes reglas:

- a) El uso del equipo debe supervisarse cuidadosamente para verificar que preste la protección deseada.
- b) La administración debe velar por que el equipo de protección respiratoria sea de la talla adecuada para cada persona y se emplee correctamente.
- c) Los factores de protección que deban aplicarse para evaluar la incorporación efectiva en el trabajador deben estar especificados.
- d) Los períodos de uso del equipo no deberían ser tan largos como para desalentar el empleo correcto.
- e) Las mascarillas respiratorias de filtro deben tener una baja resistencia respiratoria y ser eficientes para el tamaño del polvo presente.
- f) Los aparatos respiratorios con tubo de aire deben suministrar aire de calidad respirable y en cantidad suficiente para un funcionamiento sin fugas en las condiciones de uso.
- g) Las mascarillas purificadoras de aire eléctricas o los protectores faciales con casco deben tener preferencia sobre los otros tipos de equipo de protección respiratoria, por la comodidad que ofrecen a los trabajadores, siempre que garanticen una protección respiratoria efectiva.
- h) Al escoger el equipo para una operación particular deben tenerse en cuenta no solo el factor de protección requerido, sino también los factores que influyan en la comodidad de los trabajadores (como el peso del equipo, la medida en que restrinja la visión y sus efectos en la temperatura y la movilidad).
- i) El equipo de protección respiratoria debe limpiarse y someterse a mantenimiento regularmente y, a intervalos apropiados, debe ser inspeccionado por personas debidamente capacitadas en instalaciones con los aparatos adecuados.
- j) El equipo de protección respiratoria debe ser examinado, ajustado y puesto a prueba, según corresponda, por una persona competente antes de cada período de uso, y a intervalos regulares durante este; los resultados de esos exámenes y pruebas y los detalles de las reparaciones que se realicen deben quedar registrados.
- k) La frecuencia de las pruebas se determinará sobre la base del tipo de equipo de que se trate, el entorno en que se utilice y el modo en que se manipule.
- l) El equipo de protección respiratoria debe ser controlado por los usuarios antes de cada uso y por el personal de mantenimiento de la seguridad después de las limpiezas, y probarse con aire a presión, cuando corresponda.

Otro equipo de protección personal

Ropa protectora

9.58. Cuando exista la posibilidad de contaminación, el empleador debería especificar los requisitos que regirán con respecto al uso de ropa protectora, teniendo en cuenta el nivel de riesgo. El empleador debería proporcionar los monos y trajes de trabajo de una pieza, las gorras, los guantes, el calzado impermeable y los delantales (incluidos los plomados, si es el caso) que sean necesarios en función de los riesgos de exposición externa e interna y, cuando proceda, de las condiciones de trabajo. Deberá proporcionarse ropa de trabajo, con inclusión de guantes y calzado, a todos los trabajadores cuya ropa personal pueda contaminarse en el curso de las operaciones.

9.59. El empleador debería especificar también los casos en que las personas tengan que ducharse y cambiarse de ropa al abandonar los lugares de trabajo contaminados, y poner a disposición aseos y guardarropas adecuados.

9.60. Las personas deberían usar la ropa protectora especificada. En algunos casos, habrán de quitarse la ropa personal y de trabajo antes de ponerse la ropa protectora. La ropa personal y de trabajo debería dejarse en un vestuario aparte, separado por un cuarto de aseo de aquel en que se encuentre la ropa protectora, para controlar la dispersión de la contaminación.

9.61. En los lugares en que se guarde, lave, descontamine de alguna otra forma o descarte la ropa de trabajo contaminada, el empleador debería adoptar medidas para prevenir la propagación de la contaminación a otras personas o lugares de trabajo, y para reducir al mínimo la exposición de las personas y la emisión de contaminantes al medio ambiente. El empleador debería proporcionar los servicios de lavandería, limpiadores de calzado, sistemas de aspiración y otros medios de descontaminación que sean necesarios.

Gafas protectoras

9.62. Cuando los controles tecnológicos y administrativos no sean suficientes para garantizar una protección optimizada del cristalino, debería tomarse en consideración la posibilidad de imponer el uso de gafas protectoras adecuadas para proteger ese órgano. Las gafas de Perspex pueden ser suficientes cuando la exposición se deba predominantemente a la radiación β . Sin embargo, habrá que tener en cuenta la radiación de frenado que pueda generar la radiación β de

alta energía. Si la persona estará expuesta principalmente a radiación penetrante (radiación γ o rayos X), debería tomarse en consideración el uso de gafas protectoras con lentes plomadas.

9.63. Cuando se vayan a utilizar gafas de seguridad industriales convencionales como protección contra la exposición a la radiación β , deberían evaluarse de antemano sus propiedades de blindaje. Las gafas protectoras con lentes plomadas también deben evaluarse antes del uso. Estas gafas podrían proteger adecuadamente contra los rayos X de baja energía, pero no contra la radiación γ de energía más alta.

9.64. El factor de atenuación de la radiación que ofrezcan las lentes de las gafas no será, de por sí, un descriptor adecuado de la eficacia de las gafas para reducir la exposición a la radiación [161]. También debería considerarse la superficie cubierta por las gafas. Unas gafas con un buen ajuste y un pequeño porcentaje de plomo (y con blindaje lateral) deberían ser suficientes para proteger adecuadamente el cristalino [161]. Para una eficacia máxima, las gafas protectoras deberían interceptar la mayor cantidad posible de radiación dispersa, especialmente en los procedimientos intervencionistas guiados por imágenes. Los trabajadores deberían utilizar este tipo de gafas en los lugares de trabajo en que la probabilidad de exposición del cristalino sea más alta.

ROTACIÓN EN EL TRABAJO

9.65. En los lugares de trabajo en que haya zonas con niveles posiblemente altos de exposición a la radiación y no se disponga de ningún otro medio de control viable, la rotación en el trabajo puede ser un control administrativo para restringir la exposición de los trabajadores. Sin embargo, este medio debería utilizarse en la menor medida posible, y no ser nunca una forma de obviar el establecimiento y uso de métodos de control apropiados de la exposición individual.

CONSIDERACIONES ESPECIALES PARA LAS OPERACIONES DE PROCESAMIENTO DE MINERALES QUE INCLUYEN MATERIAL RADIATIVO NATURAL

9.66. Algunas operaciones de procesamiento de minerales entrañan la presencia de material radiactivo natural, ya sea en los minerales mismos o en sus residuos, productos o subproductos (véase el párrafo 3.162). La primera consideración

en el diseño de las instalaciones correspondientes debería ser la contención de ese material radiactivo natural. Por ejemplo, el diseño y la explotación de las plantas de molido y cribado deberían estar concebidos de modo que la emisión de contaminantes se mantenga en el nivel más bajo posible. El diseño del concentrador debería reducir al mínimo la generación de contaminantes líquidos o en suspensión en el aire.

9.67. Debe tenerse en cuenta que en muchos casos la contención completa de los materiales de proceso en esas instalaciones es imposible. El material radiactivo natural que escape a la contención del proceso y quede en suspensión en el aire debería controlarse con sistemas de ventilación adecuados, para eliminar los contaminantes del aire y reducir en la mayor medida posible la exposición ocupacional (véanse los párrafos 9.10 a 9.19).

9.68. Al diseñar las plantas de procesamiento en que habrá material radiactivo natural, deberían considerarse los aspectos que permitan prevenir la acumulación de contaminación. El diseño debería facilitar asimismo las operaciones de mantenimiento, para eliminar todos los contaminantes que aun así se acumulen.

9.69. En las operaciones de mantenimiento, debería ponerse particular cuidado en controlar la exposición ocupacional derivada de la acumulación de material radiactivo natural en las tuberías y vasijas de la planta, debido a la formación de sedimentos e incrustaciones.

9.70. En la medida de lo posible, todos los materiales peligrosos deberían manipularse con equipo automatizado, en lugares cerrados y con presión negativa, independientemente de que el peligro se deba a la presencia de altas concentraciones de radionucleidos de origen natural o a la toxicidad química de los componentes.

9.71. Para facilitar el mantenimiento de la limpieza, los colores utilizados para pintar las paredes, los pasamanos, el equipo, los muebles y otros objetos deberían ser diferentes de los colores de los materiales y productos que se procesen.

9.72. Los residuos sólidos, líquidos y gaseosos de las operaciones de procesamiento deberían gestionarse aplicando los procedimientos aprobados por el órgano regulador para la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente.

10. VIGILANCIA DE LA SALUD DE LOS TRABAJADORES

RESPONSABILIDADES

Administración

10.1. En virtud de los párrafos 3.76 f), 3.108 y 3.109 de la publicación GSR Part 3 [2], la administración deberá velar por que todos los trabajadores que participen en actividades en que puedan experimentar exposición ocupacional reciban los servicios necesarios de asistencia sanitaria y vigilancia de la salud. En el caso de los trabajadores itinerantes que experimenten exposición debido a una fuente bajo el control de la instalación en que trabajen, la administración de esa instalación debería concertar arreglos especiales con el empleador de los trabajadores contratados para asegurarse de que reciban los servicios de vigilancia de la salud necesarios (véase el párrafo 6.34 i)).

10.2. La administración debería poner a disposición instalaciones adecuadas, situadas cerca del lugar de trabajo, para los reconocimientos médicos que se requieran a fin de vigilar la salud de los trabajadores.

Servicios de salud ocupacional

10.3. Los servicios de salud ocupacional deberían tener las siguientes responsabilidades en relación con la vigilancia de la salud de los trabajadores:

- a) Evaluar la salud de los trabajadores.
- b) Ayudar a asegurar la compatibilidad inicial y sucesiva de la salud de los trabajadores con sus condiciones de trabajo.
- c) Llevar un registro que proporcione información útil para:
 - i) los casos de exposición accidental o enfermedad profesional;
 - ii) una evaluación estadística de la incidencia de las enfermedades que puedan relacionarse con las condiciones de trabajo;
 - iii) una evaluación de la administración, con fines de salud pública, respecto de la protección y seguridad en las instalaciones en que pueda haber exposición ocupacional;
 - iv) las investigaciones medicolegales.
- d) Ofrecer a los trabajadores asesoramiento sobre los riesgos radiológicos en que puedan incurrir, y prestar servicios consultivos y terapéuticos en caso de sobreexposición o contaminación personal.

Médico del trabajo

10.4. El médico del trabajo a cargo del programa de vigilancia de la salud de los trabajadores debería tener las siguientes responsabilidades:

- a) practicar reconocimientos médicos de los trabajadores;
- b) asesorar periódicamente a la administración sobre la aptitud de los trabajadores para las tareas que deban cumplir, sobre la base del estado de salud de cada trabajador y de los requisitos del empleador para el puesto de que se trate;
- c) dar el visto bueno para la reintegración de los trabajadores a su entorno laboral normal, cuando hayan sido alejados de ese entorno por motivos médicos;
- d) prestar el asesoramiento que proceda con respecto a los arreglos para la higiene en el trabajo y la eliminación de la contaminación de las heridas, en consulta con el oficial de protección radiológica, cuando sea el caso.

10.5. El médico del trabajo, y los médicos laborales privados que puedan estar empleados a tiempo parcial, deberían tener buenos conocimientos, adquiridos en cursos de formación y, cuando sea necesario, de actualización, sobre los efectos biológicos de la exposición a la radiación, los medios de control de la exposición, y la interpretación de los datos de la exposición y las evaluaciones dosimétricas [162]. Con el apoyo de especialistas, cuando proceda, el médico del trabajo debería estar en condiciones de utilizar estos conocimientos en el programa de vigilancia de la salud de los trabajadores, y de prestar asesoramiento con respecto a los riesgos radiológicos para la salud a las siguientes categorías de trabajadores:

- a) las trabajadoras sometidas a exposición ocupacional que sospechen que están o puedan quedar embarazadas, o que estén amamantando (véanse los párrafos 6.2 a 6.20);
- b) los trabajadores que hayan experimentado, o puedan haber experimentado, una exposición sustancialmente superior a los límites de dosis;
- c) los trabajadores que estén preocupados por su exposición a la radiación;
- d) los trabajadores que por otros motivos soliciten ese asesoramiento.

10.6. A fin de poder emitir juicios sobre la aptitud de los trabajadores para el empleo, el médico del trabajo debería estar familiarizado con las tareas del lugar de trabajo y las condiciones del entorno laboral. Con respecto a las operaciones que entrañen condiciones laborales inhabituales, como puede ser el caso en algunas minas e instalaciones de procesamiento de minerales, el médico del

trabajo debería mantenerse al tanto de esas condiciones visitando periódicamente los lugares de trabajo. El empleador debería ofrecerle oportunidades adecuadas de adquirir el grado de familiaridad necesario con las tareas del lugar de trabajo y las condiciones del entorno laboral.

10.7. El médico del trabajo debería asumir la responsabilidad del manejo del caso cuando se sospeche una sobreexposición. Esto debería incluir la presentación de información detallada sobre el caso a los expertos cualificados pertinentes, el asesoramiento del trabajador, y la comunicación de la información que corresponda a sus representantes y familiares. Véanse más orientaciones a este respecto en la referencia [162].

PROGRAMA DE VIGILANCIA DE LA SALUD DE LOS TRABAJADORES

10.8. A tenor del párrafo 3.108 de la publicación GSR Part 3 [2], el programa de vigilancia de la salud de los trabajadores deberá basarse en los principios generales de la salud ocupacional, expuestos en la referencia [163], y estar diseñado de modo que permita evaluar la aptitud inicial y permanente de los trabajadores para las tareas que deban cumplir. Un programa de vigilancia de la salud de los trabajadores debería tener asimismo los siguientes objetivos:

- a) Proporcionar información de referencia que pueda utilizarse en caso de exposición accidental a un agente peligroso particular o en caso de enfermedad profesional, y para prestar a los trabajadores un asesoramiento específico sobre los riesgos de salud ocupacional (incluidos los riesgos radiológicos) a los que estén, o puedan estar, expuestos;
- b) Respalda la asistencia prestada a los trabajadores que hayan sufrido una sobreexposición.

10.9. Los principales elementos del programa de vigilancia de la salud de los trabajadores deberían ser:

- a) la evaluación de la salud de los trabajadores, con el fin de verificar su aptitud para las tareas que deban cumplir;
- b) el establecimiento y mantenimiento de historias clínicas confidenciales;
- c) la adopción de los arreglos necesarios para tratar las exposiciones accidentales y las sobreexposiciones y hacer el seguimiento correspondiente;
- d) la prestación de asesoramiento médico a la administración y a los trabajadores.

10.10. La referencia [163] contiene orientaciones detalladas para las personas encargadas del diseño, el establecimiento, la aplicación y la gestión de los programas de vigilancia de la salud de los trabajadores.

RECONOCIMIENTO MÉDICO DE LOS TRABAJADORES

10.11. Los reconocimientos médicos de los trabajadores sometidos a exposición ocupacional deberían realizarse de conformidad con los principios generales de la medicina del trabajo. La exposición ocupacional a la radiación puede no ser la única razón para el reconocimiento médico de los trabajadores. Otras razones posibles son la exposición a peligros tales como el ruido, el polvo y los productos químicos. Por ejemplo, el examen periódico de la función pulmonar de las personas que trabajen en un ambiente polvoriento es altamente recomendable, y el médico del trabajo debería examinar la conveniencia de practicar exploraciones complementarias, por ejemplo pruebas de la función pulmonar y, si es el caso, radiografías de tórax. Si la exposición a la radiación o a otros peligros supera los límites establecidos, puede estar justificado realizar exploraciones y pruebas especiales.

10.12. Como en toda relación entre un médico y un paciente, el médico del trabajo debería mantener al trabajador plenamente informado de los motivos por lo que se realicen las distintas exploraciones, así como de todo hallazgo importante que se refiera a su salud y a su entorno de trabajo.

10.13. Los trabajadores deberían someterse a reconocimientos médicos antes del comienzo del empleo, a intervalos regulares en lo sucesivo, y en el momento del cese en el empleo.

10.14. Para cada trabajador debería establecerse una historia clínica y una evaluación médica que permitan:

- a) determinar su aptitud para el trabajo específico que deba realizar en el empleo de que se trate;
- b) contar con una base de referencia para el examen de los cambios en determinadas prácticas laborales;
- c) contar con una base de referencia para la evaluación en caso de enfermedad profesional o sobreexposición.

10.15. El reconocimiento médico inicial debería tener por objeto evaluar la salud del trabajador y su aptitud para las tareas que deba cumplir, y determinar

si tiene algún problema de salud que pueda requerir la adopción de precauciones especiales durante el trabajo. Sin embargo, será poco frecuente que el componente radiológico del entorno laboral influya de manera importante en la decisión sobre la aptitud de un trabajador para trabajar con radiaciones, o en las condiciones de servicio en general. Los problemas de salud que el médico del trabajo debería investigar son los que puedan menoscabar la capacidad del trabajador de utilizar y llevar ropa y equipo de protección, oír las alarmas y responder a los riesgos radiológicos, y utilizar herramientas y equipos especializados.

10.16. La aptitud para el trabajo con radiaciones dependerá del estado de salud del trabajador y del tipo de trabajo de que se trate, como se ilustra en los ejemplos siguientes:

- a) Si las funciones del trabajador requieren el uso de equipo de protección respiratoria, el médico del trabajo debería examinar su aptitud para utilizar ese equipo, entre otras cosas controlando la integridad de su función pulmonar.
- b) Si el trabajador debe manipular fuentes no selladas, la aptitud para el trabajo podría verse afectada por la presencia de enfermedades cutáneas como un eccema o la psoriasis. En tales casos, la decisión con respecto a la aptitud debería basarse en la naturaleza, extensión y evolución de la enfermedad y en el tipo de trabajo. Los trabajadores con estas enfermedades no deben ser necesariamente excluidos de las operaciones con sustancias radiactivas no selladas, si los niveles de actividad son bajos y se toman las precauciones adecuadas, como la de cubrir las partes afectadas del cuerpo.
- c) Si el empleo entraña el trabajo con fuentes de radiación, la aptitud del trabajador podría verse menoscabada por la presencia de un trastorno psíquico. En estos casos, la decisión sobre la aptitud debería tomarse teniendo en cuenta las repercusiones para la seguridad que pudieran tener los episodios sintomáticos de ese trastorno. La preocupación principal será determinar si el trabajador puede representar un peligro para sí mismo, sus colegas o el público.

10.17. No existe ninguna razón intrínseca por la que un trabajador que se haya sometido en algún momento anterior a una radioterapia deba ser excluido del trabajo con radiaciones. Cada caso debería evaluarse por separado, teniendo en cuenta el resultado del tratamiento con radioterapia, el pronóstico general y otras consideraciones de salud, las opiniones y los deseos del trabajador y la naturaleza del trabajo.

10.18. En los reconocimientos médicos periódicos, el médico del trabajo debería confirmar que durante el trabajo en zonas con peligros de salud ocupacional, como los relacionados con la radiación, no haya aparecido ningún cuadro clínico que represente un deterioro de la salud del trabajador. La naturaleza del reconocimiento médico periódico debería depender de factores tales como el tipo de trabajo que la persona realice, su edad y estado de salud, y posiblemente los hábitos que tenga (entre otros, si fuma o no). Por ejemplo:

- a) Si la naturaleza del trabajo encierra un posible riesgo de daño cutáneo localizado debido a la exposición, particularmente de las manos, el reconocimiento debería comprender un examen de la piel.
- b) Si el trabajador ya ha recibido una dosis acumulada en el cristalino que supere los 0,5 Gy, o pudiera, al cabo de algunos años, acumular dosis que sobrepasen ese nivel, será necesario un examen oftalmológico periódico. Esto se relaciona con el riesgo de opacidades del cristalino y deterioro visual detectables, que podrían afectar a la capacidad del trabajador de cumplir las tareas previstas (por ejemplo, la ejecución de procedimientos intervencionistas guiados por imágenes).

10.19. La frecuencia de los reconocimientos médicos periódicos debería basarse en el estado de salud del trabajador y en el tipo de trabajo que realice. Normalmente, la exposición a la radiación no debería, de por sí, ser un motivo para aumentar la frecuencia de los reconocimientos médicos periódicos de un trabajador.

10.20. De conformidad con la buena práctica en materia de salud ocupacional, el médico del trabajo debería confirmar que un trabajador que se reintegre después de una ausencia debida a una lesión o enfermedad está en condiciones de volver a trabajar.

10.21. Después de cada reconocimiento médico, el médico del trabajo debería comunicar las conclusiones, por escrito, al trabajador y al empleador. Esas conclusiones no deberían contener información de carácter médico, pero como mínimo deberían clasificar al trabajador en una de las siguientes categorías:

- a) apto para el trabajo en un determinado empleo o sector;
- b) apto para ese trabajo con ciertas restricciones (por ejemplo, sin equipo de protección respiratoria);
- c) no apto para el trabajo en cuestión.

Con respecto al apartado c), el médico del trabajo debería estar facultado para declarar que un trabajador está temporal o permanentemente incapacitado, por motivos médicos, para realizar su trabajo normal, o recomendar su traslado a otro trabajo. También debería estar facultado para asesorar al empleador, desde el punto de vista médico, sobre la reintegración del trabajador a sus funciones normales.

10.22. Cuando observe una afección que pueda haber sido causada por las condiciones laborales existentes, el médico del trabajo debería informar a la administración de la necesidad de investigar esas condiciones. Si procede, la administración deberá adoptar medidas correctivas en consulta con el médico del trabajo.

10.23. En el reconocimiento médico correspondiente al cese en el empleo, debería determinarse cualquier deterioro que haya tenido que ver con el trabajo y, si es necesario, deberían adoptarse también disposiciones para que el médico del trabajador lo siga examinando en reconocimientos periódicos y de seguimiento después del cese en el empleo (véanse más orientaciones al respecto en la referencia [163]). Esta medida es conforme con la Recomendación núm. 147 de la OIT [164], que dice lo siguiente:

“12. La autoridad competente debería velar por que se tomen disposiciones para que los trabajadores continúen siendo objeto de exámenes médicos, de exámenes biológicos y de otros exámenes o investigaciones apropiados después de que hayan cesado en los empleos”.

10.24. Los datos recopilados en las evaluaciones médicas pueden ser útiles para estudios epidemiológicos.

NOTIFICACIÓN DE DOLENCIAS Y DE LOS CASOS DE SOBREXPOSICIÓN

10.25. Los trabajadores deberían ser alentados a informar prontamente al médico del trabajo de cualquier dolencia importante.

10.26. Los trabajadores deberían notificar a su supervisor y al oficial de protección radiológica toda sospecha de incorporación accidental de sustancias radiactivas. El médico del trabajo deberá ser informado cuando se sospeche que una incorporación accidental pueda haber superado un límite especificado por el órgano regulador, así como del resultado de las investigaciones que se realicen

para determinar si se produjo efectivamente esa incorporación. El médico del trabajo puede tener que participar en las actuaciones correspondientes a la investigación de la sobreexposición.

10.27. Cuando un trabajador haya recibido una dosis superior a un nivel de investigación (véanse los párrafos 3.122 a 3.127), el órgano regulador podrá exigir la notificación e investigación de las circunstancias de la exposición.

HISTORIAS CLÍNICAS

10.28. Las historias clínicas deberían incluir registros de todas las evaluaciones médicas —la anterior al empleo, las periódicas, las especiales o posteriores a una enfermedad, y la correspondiente al cese en el empleo—, así como de los informes de laboratorio, los certificados médicos y los informes del historial médico. También deberían comprender información sobre las exposiciones a la radiación, si es el caso, especialmente cuando haya habido una sobreexposición. Las historias clínicas deberían ser confidenciales y conservarse de un modo que haya sido aprobado por el órgano regulador y, como mínimo, durante toda la vida del trabajador interesado. Sin embargo, debido a la posibilidad de litigios, debería considerarse la opción de conservarlas por períodos más largos.

GESTIÓN DE LOS TRABAJADORES SOMETIDOS A SOBREXPOSICIÓN

10.29. De conformidad con las condiciones de la autorización, la administración debería establecer planes oficiales para gestionar las posibles situaciones de sobreexposición de los trabajadores. Estos planes deberían definir el manejo de los trabajadores sometidos a sobreexposición y abordar las consecuencias sanitarias que los sucesos puedan tener. Los planes especificarán las medidas que se deben adoptar, y la administración debería asignar los recursos necesarios para aplicarlas.

10.30. En caso de exposición accidental o sobreexposición, el médico del trabajo debería cooperar con la administración a fin de velar por que se adopten todas las disposiciones adecuadas para evaluar la gravedad de la exposición.

10.31. Cuando se sospeche que ha habido una sobreexposición, la administración debería iniciar con prontitud una investigación para determinar las dosis recibidas por el trabajador o los trabajadores afectados. La investigación debería incluir la

lectura de los dosímetros personales y de todos los instrumentos de monitorización disponibles y, si se trata de una exposición interna, la monitorización *in vivo* o *in vitro*, según proceda.

10.32. Cuando las dosis evaluadas estén cerca de los límites de dosis, no se requerirá probablemente nada más que una investigación de las causas, para extraer las enseñanzas correspondientes. No será necesario ningún reconocimiento o tratamiento médico especial. Solo cuando las dosis sean mucho más altas que los límites de dosis (es decir, de 0,1 Sv o más) se precisarán investigaciones especiales con dosimetría biológica (por ejemplo, análisis de anomalías cromosómicas en células somáticas, principalmente en linfocitos) y otros diagnósticos o tratamientos médicos extensos (véanse los párrafos 4.30 a 4.32). El tratamiento médico de estas personas con exposición externa a altos niveles de radiación debería tener en cuenta todos los efectos adversos en la salud, especialmente los deterministas.

10.33. Cuando un trabajador haya experimentado una incorporación importante de radionucleidos, podría justificarse la adopción de medidas para reducir la dosis comprometida. Estos trabajadores deberían ser advertidos de la posibilidad de una intervención médica para reducir la captación en ciertas situaciones. Las disposiciones que se adopten dependerán de los radionucleidos de que se trate, la magnitud de la dosis equivalente comprometida en los órganos pertinentes, y la eficiencia y el riesgo de las medidas protectoras. Solo se debería intervenir cuando la reducción de la dosis sea más importante que los efectos colaterales. Como ejemplos de estas terapias cabe mencionar el aumento de la tasa de excreción de los actínidos incorporados mediante el tratamiento con Ca-DTPA, la diuresis forzada después de una incorporación de tritio y el desbridamiento quirúrgico de las heridas contaminadas.

10.34. En las investigaciones detalladas de los accidentes y sus circunstancias y consecuencias deberían participar especialistas en diferentes campos, en particular el médico del trabajo y un experto en radiación. Estos especialistas deberían trabajar en estrecha comunicación, a fin de garantizar la correcta coordinación de todas las medidas adoptadas para el tratamiento médico. Si se sospecha que las dosis recibidas son cercanas o superiores a los umbrales de los efectos deterministas, la investigación debería determinar, con la mayor exactitud posible, las dosis absorbidas y su distribución en el cuerpo, e incluir las debidas exploraciones médicas del trabajador o los trabajadores afectados.

Apéndice I

EXPOSICIÓN DE LOS TRABAJADORES A MATERIAL RADIATIVO NATURAL

I.1. Al igual que en otros tipos de exposición ocupacional, la única forma fiable de evaluar la dosis efectiva recibida por un trabajador expuesto a material radiactivo natural es aplicar un programa de monitorización correctamente concebido en el lugar de trabajo en cuestión. Sin embargo, para la exposición a radiación γ y la exposición causada por el polvo suspendido en el aire, es posible establecer por adelantado una indicación aproximada de la dosis prevista si se conocen razonablemente las características de los materiales y las condiciones de trabajo en que se utilizarán. Esto se debe a que la dosis depende fuertemente de las concentraciones de la actividad de los radionucleidos presentes en esos materiales, en razón de la relación lineal entre estos dos parámetros. La indicación aproximada de la dosis recibida a raíz de la exposición a radiación γ y de la exposición causada por el polvo en suspensión puede utilizarse, en la evaluación radiológica previa, para establecer prioridades y determinar, sobre la base de las concentraciones de la actividad en los materiales de proceso, los tipos de proceso industrial y los escenarios de exposición que probablemente requieran las máximas medidas de protección y seguridad.

I.2. En la referencia [24] se describe la derivación de las relaciones indicativas entre la dosis y la concentración de la actividad para una serie de materiales de proceso, y los correspondientes escenarios de exposición, que pueden darse en las actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural. Se examinan tres categorías básicas de materiales de proceso:

- a) las grandes cantidades de materiales (como una masa de mineral o una pila voluminosa);
- b) las pequeñas cantidades de materiales (como los concentrados de minerales, las incrustaciones y los lodos);
- c) los materiales volatilizados en un proceso a alta temperatura (como el polvo de un precipitador y los gases de un horno).

Los resultados se resumen en el cuadro 7. En las situaciones reales, es probable que las dosis sean considerablemente menores, debido al carácter prudente de los supuestos adoptados en el proceso de modelización de dosis.

CUADRO 7. RELACIÓN INDICATIVA ENTRE LA DOSIS Y LA CONCENTRACIÓN DE LA ACTIVIDAD EN LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL A RADIACIÓN GAMMA Y A LA RADIACIÓN GENERADA POR EL POLVO SUSPENDIDO EN EL AIRE

Categoría del material	Ejemplos	Dosis anual por unidad de concentración de actividad del radionucleido con la concentración de actividad más alta (mSv/a por Bq/g)	
		Mín.	Máx.
Cantidad grande	Masa de mineral Pila voluminosa	0,02	0,4
Cantidad pequeña	Concentrado de mineral Incrustaciones Lodos	0,008	0,04
Material volatilizado en que solo interesan el ^{210}Pb y el ^{210}Po	Gases de un horno Polvo de un precipitador	0,000 6	0,003

Fuente: Cuadro 2 de la referencia [24].

I.3. Las consecuencias de los resultados del cuadro 7 pueden ilustrarse con los dos ejemplos siguientes:

- a) Las tareas de un trabajador lo obligan a permanecer normalmente en estrecha proximidad de una pila de 500 000 t de materiales en que la concentración media de la actividad del radionucleido de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th que presenta la concentración de la actividad más alta es de 5 Bq/g. Según el tipo de material de que se trate, la dosis anual efectiva recibida presumiblemente por el trabajador se situaría entre 0,1 mSv/a ($5 \text{ Bq/g} \times 0,02 \text{ mSv/a por Bq/g}$) y 2 mSv/a ($5 \text{ Bq/g} \times 0,4 \text{ mSv/a por Bq/g}$). A los efectos del enfoque graduado, esto indicaría que el problema de protección y seguridad planteado por ese escenario de exposición es mínimo.
- b) Las tareas de un trabajador lo obligan a permanecer normalmente en estrecha proximidad de 100 kg de residuos de procesos en que la concentración media de la actividad del radionucleido de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th que presenta la concentración de la actividad más alta es de 250 Bq/g. Según el tipo de material de que se

trate, la dosis anual efectiva recibida presumiblemente por el trabajador se situaría entre 2 mSv/a ($250 \text{ Bq/g} \times 0,008 \text{ mSv/a por Bq/g}$) y 10 mSv/a ($250 \text{ Bq/g} \times 0,04 \text{ mSv/a por Bq/g}$). A los efectos del enfoque graduado, esto indicaría que ese escenario de exposición plantea un problema de protección y seguridad bastante importante.

Apéndice II

MÉTODOS Y SISTEMAS DE MONITORIZACIÓN INDIVIDUAL PARA EVALUAR LA EXPOSICIÓN EXTERNA

II.1. Los métodos dosimétricos utilizados ampliamente para la monitorización individual no son muchos. Estos métodos difieren entre sí en la tecnología aplicada para detectar la radiación. Debido a esas distintas tecnologías, difieren también en características como la capacidad de medir radiación de diversos tipos y energías, el tamaño del detector, la sensibilidad, la complejidad tecnológica, el grado y la facilidad de la automatización y la robustez con respecto a las condiciones ambientales. Al seleccionar un sistema de dosimetría, deberían examinarse cuidadosamente estas características teniendo en cuenta las circunstancias locales.

RADIACIÓN FOTÓNICA Y RADIACIÓN B

Dosimetría fotográfica

II.2. Los dosímetros fotográficos personales consisten normalmente en una película fotográfica colocada dentro de un chasis con los filtros apropiados. Estos conjuntos se denominan también placas de película.

II.3. La emulsión de la película consiste en cristales de bromuro de plata suspendidos en un medio gelatinoso. Esta emulsión se extiende, en una capa fina y uniforme, sobre una base de plástico. La acción de la radiación ionizante en los granos de la emulsión genera una imagen latente. En el revelado posterior, los iones de plata de la imagen latente producen un ennegrecimiento permanente. La densidad óptica se mide con un densitómetro, y es una función del tipo de radiación que se esté midiendo y de su energía. Los dosímetros fotográficos se utilizan principalmente para monitorizar la radiación fotónica y β . También pueden emplearse para la medición indirecta de la dosis de neutrones térmicos, mediante la captura de esos neutrones con un filtro de cadmio (por reacción $n-\gamma$) y la evaluación del ennegrecimiento de la película producido por la radiación γ resultante como indicación de la dosis de neutrones.

II.4. La sensibilidad de la película en función de la energía fotónica es muy diferente de la del tejido humano. Por ejemplo, la densidad óptica a 50 keV puede ser 25 veces más alta que a 1,25 MeV (la energía promedio de los fotones emitidos

por el ^{60}Co), para una misma dosis en el tejido. Esta dependencia de la energía puede compensarse con varios métodos. La mayoría de ellos utilizan filtros hechos de diversos metales (aluminio, cobre, plomo, estaño y otros) y de diferentes grosores, montados en el chasis, delante de la película. Estos filtros atenúan la radiación de un modo que depende de la energía de sus fotones, lo que se traduce en áreas de diferente densidad óptica de las que puede extraerse información sobre el espectro de la radiación. Aunque el uso de un solo filtro es adecuado para los fotones de energías superiores a aproximadamente 0,1 MeV, para los fotones de energías más bajas se necesita un sistema de filtros múltiples (por ejemplo, filtros de cobre, estaño, plomo y plástico, y ventanas abiertas). En la práctica, se utilizan algoritmos desarrollados empíricamente para combinar las 'dosis y aparentes' de las diferentes áreas y obtener una estimación razonablemente exacta de las magnitudes $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$.

II.5. Incluso con los filtros y algoritmos adecuados, es difícil determinar la $H_p(10)$ para energías fotónicas inferiores a unos 20 keV o superiores a 3 MeV sin una competencia técnica considerable y un cierto conocimiento del espectro energético de la exposición. Los tipos de radiación incidente y la dosis pueden estimarse a partir de las respuestas con diferentes filtros.

II.6. Las densidades ópticas de la película dependen no solo de la energía de la radiación, los filtros utilizados y la dosis, sino también del tipo de película, la temperatura del agente revelador, el tiempo de revelado y las condiciones ambientales (temperatura y humedad) a las que estuvo expuesta la película antes del procesamiento. Los dosímetros fotográficos son sensibles a la temperatura y la humedad, que conducen al desvanecimiento de la imagen latente [165].

II.7. Otra complicación es que la relación entre la dosis y la densidad no es lineal sino sigmoidea. Esto significa que, junto con las películas del cliente, debería revelarse un conjunto de películas de calibración (expuestas a todo el rango de dosis de radiación, para lo cual se emplea comúnmente la radiación γ del ^{137}Cs o el ^{60}Co). A partir de las densidades ópticas de estas películas, puede trazarse una curva de calibración que se utiliza para expresar todas las densidades ópticas en términos de la dosis γ aparente. Con procedimientos de ajuste de curvas, la curva de calibración puede expresarse fácilmente como una función matemática que permite convertir las densidades ópticas medidas en una dosis γ aparente. Esto debería efectuarse para cada nuevo lote de películas que se compre. No hay forma de tener en cuenta las diferencias de sensibilidad entre las películas de un mismo lote, porque cada una de ellas puede ser irradiada solo una vez.

II.8. La mayoría de los densitómetros son capaces de medir densidades ópticas²⁵ de entre 0,02 y 4,0 (correspondientes a una transmitancia de la luz a través de la película de entre el 95 % y el 0,01 %). El intervalo de dosis correspondiente es bastante limitado, razón por la cual la mayor parte de las películas utilizadas para la monitorización individual tiene dos capas de emulsión sensible, una a cada lado del soporte, cuya sensibilidad difiere en un factor de alrededor de 100. En caso de sobreexposición grave, la capa sensible (que estará saturada) puede eliminarse y la restante capa insensible permite realizar mediciones cuantitativas de dosis de 2 a 10 Sv aproximadamente. Para esta emulsión se necesita una curva de calibración aparte.

II.9. Siempre que se propongan el uso de un nuevo tipo de película o cambios en el proceso de revelado, habrá que realizar las pruebas tipo. Las placas de película se utilizan generalmente por períodos de hasta un mes y son adecuadas para las zonas controladas. Si se aplican períodos de uso más largos, debería prestarse particular atención al problema del desvanecimiento. Los dosímetros fotográficos deben calibrarse irradiando películas idénticas con dosis conocidas y procesando estas ‘películas de control’ simultáneamente con los dosímetros.

Dosimetría por termoluminiscencia

II.10. La dosimetría por termoluminiscencia se basa en la excitación (y el posterior atrapamiento) de los electrones por radiación ionizante, seguidos de su liberación por calentamiento. Esto se traduce en una emisión de luz, cuya cantidad guarda relación directa con la dosis de radiación recibida inicialmente por el material. La relación entre la intensidad de la luz emitida durante la lectura y la magnitud que se desea medir se determina por calibración. Tras la lectura, el detector puede volverse a utilizar, normalmente después de un procedimiento de recocido.

II.11. La medición cuantitativa de la luz producida por un dosímetro de termoluminiscencia durante la lectura suele realizarse con ayuda de un tubo fotomultiplicador. La información de salida del fotomultiplicador, graficada como función de la temperatura, se denomina ‘curva de brillo’. La forma de esta curva depende del tipo y la cantidad de impurezas y defectos de la estructura presentes en el material, así como de la historia y el tratamiento térmico de este. El área comprendida bajo la curva de brillo da una medida de la dosis.

²⁵ Para una luz de una longitud de onda dada, la densidad óptica (o absorbancia, A) de un material es el cociente entre la intensidad I de la luz que atraviesa el material y la intensidad I_0 de la luz que incide en él, expresado logarítmicamente en la fórmula $A = -\lg(I/I_0)$.

II.12. En principio, el uso de los dosímetros termoluminiscentes es sencillo y fácil. Sin embargo, hay que tener cuidado de aplicar siempre los procedimientos de lectura y recocido correctos, para que no se generen variaciones importantes en la sensibilidad de los dosímetros. Aunque la cantidad de desvanecimiento es menor que en los dosímetros fotográficos, este fenómeno es complicado. Por lo tanto, se requieren cuidado y experiencia para hacer las mediciones con la adecuada exactitud y precisión.

II.13. El uso de dosímetros termoluminiscentes tiene varias características ventajosas para las aplicaciones de dosimetría personal. Esto ha conducido con el tiempo a su amplia utilización, impulsada por los adelantos en el desarrollo de materiales para estos dosímetros y por la sofisticación actual de su instrumentación de lectura. La idoneidad de los dosímetros de termoluminiscencia como medio para la medición rutinaria de las dosis de radiación ha sido demostrada numerosas veces (por ejemplo, en estudios de intercomparación internacionales [166, 167]).

II.14. Se han fabricado e investigado muchos materiales para los dosímetros termoluminiscentes, pero solo algunos se aplican en la monitorización individual rutinaria. Los de más amplio uso son el fluoruro de litio (LiF:Mg, Ti o LiF:Mg, Cu, P) y el borato de litio (Li₂B₄O₇:Mn). El LiF:Mg, Cu, P está teniendo un empleo creciente, porque presenta una mayor sensibilidad, y una menor susceptibilidad al desvanecimiento, que el LiF:Mg, Ti. Debido a su bajo número atómico efectivo (7,3 a 8,3), estos materiales arrojan una curva de respuesta en función de la energía que no se aparta en más de un 20 % de la del tejido blando. Esto evita la necesidad de utilizar filtros compensadores y, por lo tanto, permite un diseño simple del dosímetro para la medición de la $H_p(10)$ y la $H_p(0,07)$. Sin embargo, los dosímetros termoluminiscentes pueden no tener una buena respuesta en función de la energía cuando se utilizan para medir fotones con energías inferiores a unos 20 keV [168].

II.15. La magnitud $H_p(0,07)$, que adquiere importancia cuando se trata de medir fotones de menos de 12 keV o radiación β , requiere la aplicación de un detector muy fino (~ 4 mg/cm²) cubierto por una capa protectora muy fina (~ 4 mg/cm²). Estos detectores delgados están disponibles en el mercado en dos versiones: i) una capa fina sensible a la radiación aplicada sobre un soporte más robusto insensible a la radiación; y ii) un material de dosímetro termoluminiscente ordinario con una pequeña cantidad de carbono (que impide que la luminiscencia de las capas de una profundidad superior a 4 a 10 mg/cm² llegue al detector durante el proceso de lectura). Debido a la pequeñísima cantidad de material detector disponible para las mediciones de dosis, la sensibilidad de los dosímetros termoluminiscentes finos es baja. Aun así, gracias al uso de LiF:Mg, Cu, P, estos detectores tienen

ahora un umbral de detección adecuado, y el material más apropiado para la dosimetría de las extremidades cuando se trata de medir radiación β [169].

II.16. También se emplean materiales termoluminiscentes con números atómicos efectivos más altos (10,2 a 16,3), que tienen una mayor sensibilidad. Como ejemplos cabe mencionar el fluoruro de calcio (CaF_2), el sulfato de calcio ($\text{CaSO}_4\text{:Dy}$ o $\text{CaSO}_4\text{:Tm}$) y el óxido de aluminio (Al_2O_3). Los dosímetros termoluminiscentes que contienen estos materiales se utilizan en chasis con varios filtros. Estos dosímetros simulan básicamente las características del dosímetro fotográfico, dando una indicación aproximada de la energía causante de la dosis recibida por el portador.

II.17. A diferencia de la respuesta de la película fotográfica, la respuesta de los dosímetros termoluminiscentes (es decir, la producción de luz luminiscente) varía de forma casi lineal con la dosis en un intervalo de dosis muy amplio, hasta por lo menos 2 Sv o incluso más: hasta los 5 Sv en el caso del LiF y hasta dosis aún más altas en el del $\text{CaSO}_4\text{:Dy}$. El comportamiento del LiF es supralineal por encima de unos cuantos sieverts, hasta la saturación a varios miles de sieverts. Los sistemas modernos de dosimetría por termoluminiscencia (es decir, las combinaciones de dosímetros termoluminiscentes con el correspondiente equipo de lectura) son capaces de medir dosis de tan solo 10 μSv con una exactitud y precisión satisfactorias.

II.18. En el mercado hay sistemas de dosimetría por termoluminiscencia manuales, semiautomáticos y también muy sofisticados y altamente automatizados (véase la referencia [170]). Para los servicios más pequeños, son suficientes, en general, los sistemas manuales o semiautomáticos.

Dosimetría por fotoluminiscencia

II.19. La fotoluminiscencia se basa en la formación de centros luminiscentes inducidos en vidrios de fosfatos dopados con plata cuando se exponen a radiación ionizante. Expuestos posteriormente a radiación ultravioleta, los vidrios emiten luz visible con una intensidad que presenta una relación lineal con la dosis absorbida de la radiación ionizante. A diferencia de lo que ocurre en la termoluminiscencia, los efectos de la radiación ionizante —los centros luminiscentes inducidos— no se destruyen durante el proceso normal de lectura y son sumamente estables, de modo que el desvanecimiento a temperatura ambiente es insignificante por un período de varios años, lo que permite obtener información sobre las dosis en cualquier momento de una acumulación de dosis a largo plazo [171].

II.20. Los vidrios de fosfatos pueden producirse a gran escala, con buena reproducibilidad y sensibilidad constante. La aplicación de los lectores láser de luz ultravioleta pulsantes que se encuentran en el mercado reduce la “dosis previa” —el valor aparente dado por los vidrios no irradiados— a unos 10 μSv . Esto elimina algunas de las desventajas de la técnica de lectura convencional más antigua, que requería la limpieza del vidrio y la sustracción de la dosis previa para medir dosis inferiores a 100 μSv .

II.21. Debido al alto número atómico de algunos materiales vítreos, se utilizan filtros de compensación energética. Para energías fotónicas de más de 15 keV, puede lograrse una dependencia energética igual o inferior a $\pm 15\%$.

II.22. Las ventajas de los dosímetros fotoluminiscentes incluyen la integración permanente y a largo plazo de la información sobre las dosis, una buena exactitud, un desvanecimiento insignificante y la posibilidad de repetir una lectura del dosímetro, si es necesario. Un sistema dosimétrico completo de vidrios de fosfatos, con lectura automatizada y excitación por láser de luz ultravioleta es adecuado para el uso a gran escala en la monitorización individual [172, 173]. Los sistemas de dosimetría por fotoluminiscencia disponibles en el mercado se utilizan ya ampliamente, y han dado excelentes resultados en las intercomparaciones.

Dosimetría por luminiscencia estimulada ópticamente

II.23. La dosimetría por luminiscencia estimulada ópticamente es similar, en principio, a la dosimetría por termoluminiscencia y por fotoluminiscencia. Las técnicas de luminiscencia estimulada ópticamente emplean métodos ópticos para liberar la energía de los electrones atrapados en los materiales luminiscentes tras su exposición a radiación ionizante [174 a 178]. El sistema de detección se basa en el uso de un material luminiscente de óxido de aluminio ($\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$). La fuente de luz utilizada para excitar el material procede normalmente de un láser o un diodo emisor de luz. La luminiscencia estimulada ópticamente puede utilizarse en modo pulsado o continuo. En el segundo caso, la luz estimulante está separada de la luz emitida por una serie de filtros. La tecnología de la luminiscencia estimulada ópticamente ofrece la opción de reprocesar el dosímetro en un momento ulterior, si se desea, ya que cada lectura borra solo una pequeña porción de la señal de luminiscencia estimulada ópticamente. El umbral de detección es bajo, debido a la alta sensibilidad del fósforo. Una desventaja de este sistema es que el material de $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ no es equivalente al tejido, lo que hace necesario el uso de filtros y de un algoritmo de cálculo adecuado para la determinación de la $H_p(10)$. La relación entre la cantidad de luz emitida durante la lectura y la magnitud de radiación que se desea medir se determina por calibración.

II.24. Gracias al desarrollo de un material con el grado requerido de sensibilidad y de sistemas de lectura prácticos, el uso de la dosimetría de luminiscencia estimulada ópticamente que utiliza $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ está ahora muy difundido. En los últimos años se ha introducido además un segundo sistema dosimétrico comercial basado en la luminiscencia estimulada ópticamente. Este sistema funciona con un material de óxido de berilio (BeO) que tiene la ventaja de ser casi equivalente al tejido, lo que elimina la necesidad de utilizar filtros o un algoritmo de cálculo para determinar la $H_p(10)$.

Dosimetría por almacenamiento directo de iones

II.25. El dosímetro de almacenamiento directo de iones se basa en la combinación de una cámara de ionización con un elemento de almacenamiento de carga electrónica no volátil. El almacenamiento directo de iones integra las dosis recibidas y permite efectuar lecturas repetidas en un pequeño lector *in situ*. La lectura lleva solo unos segundos y puede ser realizada por el trabajador en cualquier momento. Este dosímetro no necesita ser devuelto al servicio de dosimetría, salvo para la puesta a cero (por ejemplo, una vez al año). Los resultados registrados en el lector pueden ser enviados automáticamente al servicio después de cada lectura. El almacenamiento directo de iones mide las dosis equivalentes personales $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ con la exactitud requerida [179, 180]. Tiene una elevada sensibilidad, parecida a la de un dosímetro personal activo, no presenta ningún desvanecimiento y no depende de las condiciones ambientales. El dosímetro de almacenamiento directo de iones es, por naturaleza, un dispositivo pasivo, pero, colocado en una carcasa especial, puede utilizarse también como dosímetro de alarma de lectura directa. El dosímetro de almacenamiento directo de iones va teniendo cada vez más aceptación y en algunos Estados ha sido aprobado ya como dosímetro oficial o legal.

Dosimetría personal activa

II.26. Hay muchos tipos de dosímetro personal activo disponibles en el mercado. Por lo general se basan en un contador Geiger-Müller de energía compensada o en un detector de silicio.

II.27. Aunque la mayoría de estos dosímetros son útiles como dosímetros de alarma para su uso en las zonas controladas y para el control de la exposición de los trabajadores a la radiación por períodos breves, no todos son adecuados como dosímetros oficiales o legales. Esto se debe principalmente a que algunos no miden la radiación β , además de la fotónica, o no registran tanto la $H_p(10)$ como la $H_p(0,07)$, o tienen un umbral de energía demasiado alto para los

fotones. Otros factores importantes que deberían tomarse en consideración son la fiabilidad y el riesgo de pérdida de datos [181]. Además, la mayoría de estos dispositivos tienen dificultades para medir radiación pulsada. Dado que algunos dosímetros personales activos no registran a la vez la $H_p(10)$ y la $H_p(0,07)$, puede ser necesario llevar dos tipos diferentes de dosímetro.

II.28. El desarrollo de dosímetros mejorados prosigue, y cada vez hay más aparatos que son técnicamente equivalentes a los pasivos y tan fiables como estos. Recientemente, algunos Estados han aceptado dosímetros personales activos como dosímetros legales para la dosimetría ordinaria [182]. Cuando se utilicen con ese fin, el trabajador debería llevar consigo un solo dosímetro, que sirva tanto para la alarma como para la monitorización. Se ha compilado un cuadro general de los dosímetros personales activos disponibles en el comercio, y varios de ellos han sido evaluados por comparación con los patrones aplicables [183, 184]. Los resultados de estos estudios han indicado claramente que las características de energía y de respuesta direccional de los dosímetros personales activos desarrollados recientemente son, en la mayoría de los casos, tan buenas como las de los dosímetros pasivos. Las características de transferencia de datos y los niveles de fiabilidad son comparables a los de los dosímetros pasivos, y las características técnicas son parecidas o mejores. Habrá que tener cuidado cuando estos dosímetros personales activos se empleen en ciertos tipos de campos de radiación, como los campos de rayos X de baja energía y los campos pulsados [185].

RADIACIÓN NEUTRÓNICA

II.29. La referencia [186] ofrece información sobre la monitorización individual de la radiación neutrónica. En una evaluación de una amplia gama de dosímetros neutrónicos personales, estos dispositivos se compararon con los valores de referencia de una variedad de campos de radiación de lugares de trabajo reales y simulados (véase la referencia [61]).

Emulsiones de trazas nucleares

II.30. Las emulsiones de trazas nucleares pueden utilizarse para la dosimetría de neutrones rápidos. Los neutrones interactúan con los núcleos de hidrógeno de la emulsión y de los materiales circundantes, produciendo protones de retroceso por colisiones elásticas. Las partículas ionizantes recorren la emulsión, creando una imagen latente que, una vez procesada, muestra un ennegrecimiento de la película a lo largo de la huella de la partícula [187].

II.31. Las emulsiones de trazas nucleares tienen generalmente un umbral energético de alrededor de 0,7 MeV, una respuesta energética deficiente y un intervalo de dosis limitado. Este tipo de dosímetro se satura a unos 50 mSv.

II.32. Los neutrones con energías inferiores a 10 eV pueden detectarse por las interacciones con los núcleos de nitrógeno de la gelatina, que producen protones de retroceso como resultado de las reacciones $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$.

II.33. Para contar las trazas de retroceso en la emulsión puede utilizarse un microscopio. El recuento se facilita si se emplea un microscopio acoplado a una cámara de televisión y un monitor. La exactitud de la dosis medida dependerá de la habilidad del operador para reconocer las trazas en la emulsión.

II.34. Una desventaja de las emulsiones de trazas nucleares es el alto grado de desvanecimiento que experimentan antes del procesamiento. Ese desvanecimiento se acelera a niveles altos de humedad y temperatura, pudiendo llegar a un 75 % por semana. Este problema puede mitigarse secando las películas en una atmósfera controlada y sellándolas en una bolsa higrófuga antes de usarlas.

II.35. Otro problema serio de estas emulsiones es que la radiación fotónica puede ennegrecer la película después de la exposición y el revelado y dificultar sobremanera la distinción de las trazas de los protones. Debido a estas desventajas, incluido el alto umbral de energía neutrónica, las emulsiones de trazas nucleares están siendo sustituidas cada vez más por otros métodos de dosimetría personal. En general, el método de las emulsiones de trazas nucleares debe evitarse.

Detectores de trazas nucleares de estado sólido

II.36. Las partículas fuertemente ionizantes, como los fragmentos de fisión, las partículas α o las partículas de retroceso generadas por neutrones, producen daños estructurales en su recorrido a través de muchos materiales, como los minerales, el vidrio y diversos plásticos [188]. Sometiendo la superficie del detector a un proceso de grabado con los reactivos adecuados, es posible eliminar las zonas dañadas a lo largo de ese recorrido y amplificar las cavidades incisas hasta que sean visibles bajo un microscopio óptico. La aplicación del grabado electroquímico agranda mucho el tamaño de las trazas y permite medir fácilmente (por recuento) las densidades de trazas.

II.37. El tamaño y la forma de las trazas grabadas depende del tipo de partícula y de su energía y ángulo de incidencia, del tipo de material detector y de las condiciones del grabado (la concentración y temperatura del reactivo de grabado

y la duración del proceso). Estos parámetros deberían optimizarse para cada material y cada aplicación particular.

II.38. En dosimetría neutrónica, se utilizan comúnmente tres tipos de detectores: los de trazas de fisión, los de trazas de retroceso y los de trazas (n , α). Estos detectores se describen brevemente en los párrafos II.39 a II.42. En la referencia [189] figura un análisis más completo de las técnicas de medición para la detección de trazas.

Detectores de trazas de fisión

II.39. Un irradiador o convertidor de material fisionable emite fragmentos de fisión al ser expuesto a neutrones. Los fragmentos de fisión se detectan con un detector de trazas de estado sólido como el policarbonato. Las reacciones de fisión tienen ya sea un umbral energético (por ejemplo, de 0,6 MeV para el ^{237}Np , 1,3 MeV para el ^{232}Th y 1,5 MeV para el ^{238}U) o una sección eficaz sumamente alta para los neutrones térmicos (como en el caso del ^{235}U). El uso de materiales fisionables en los dosímetros está actualmente restringido o prohibido en algunos Estados, debido a su radiactividad.

Detectores de trazas de retroceso

II.40. La dispersión elástica de los neutrones con los núcleos de los detectores plásticos, como el poli(carbonato de alildiglicol) o el CR39 (carbonato de alildiglicol) [188, 190 a 192], puede producir partículas de retroceso cargadas, por ejemplo protones o iones de carbono, oxígeno y nitrógeno. Estos retrocesos generan trazas latentes que pueden hacerse visibles por el proceso de grabado. El grabado químico o electroquímico permite agrandar las trazas. La densidad de trazas, que es proporcional a la exposición neutrónica, puede contarse con un lector de microfichas o un contador de partículas automático. Debido a la transferencia lineal de energía de los protones de retroceso y al corto alcance de las partículas más pesadas, los diferentes tipos de plástico tienen distintas sensibilidades a los neutrones, y la respuesta depende también de la energía de estos. La técnica del grabado debería optimizarse para cada material detector o para cada combinación de materiales del irradiador, el absorbente y el detector, y las curvas de respuesta en función de la energía deberían establecerse experimentalmente. Además del poli(carbonato de alildiglicol), los materiales detectores más comunes son el policarbonato y el nitrato de celulosa.

II.41. Un dosímetro que utilice solo poli(carbonato de alildiglicol) tendrá un umbral de energía de entre 100 y 150 keV, pero su respuesta a energías bajas

puede mejorarse utilizando un filtro plástico que contenga nitrógeno. Los neutrones de baja energía reaccionan con el nitrógeno por el proceso de captura, produciendo protones con una energía del orden de 0,5 MeV. La respuesta angular no es buena, pero promediando la respuesta media a los ángulos de 0°, 20°, 40° y 60° se obtiene una respuesta plana, con un margen no superior a $\pm 30\%$, en la región de 0,15 a 14 MeV. El uso del filtro de plástico nitrogenado produce una respuesta satisfactoria también con los neutrones del intervalo que va de las energías térmicas a los 10 keV. Este tipo de detector no es sensible a los fotones; su grado de desvanecimiento no es importante, y su umbral de dosis es de tan solo 0,1 mSv. Según el grado de sensibilidad requerido, puede no ser necesario ningún factor de corrección para el lugar de trabajo. Además, existen ya lectores automáticos para estos detectores, que están disponibles en el mercado. Sin embargo, la prestación de un servicio de dosimetría con grabado de trazas exige un alto nivel de competencia técnica; la precisión del procedimiento de grabado y la interpretación de las trazas producidas son importantes para obtener buenos resultados.

Detectores de trazas basados en reacciones (n, α)

II.42. Los neutrones interactúan con el ${}^6\text{Li}$ o el ${}^{10}\text{B}$ en un irradiador externo. Las partículas α producidas por las reacciones (n, α) tienen energías α máximas de unos 2,5 MeV (${}^6\text{Li}$) y 1,5 MeV (${}^{10}\text{B}$), para los neutrones que no superen algunos centenares de keV. Las secciones eficaces de la reacción son altas para los neutrones térmicos y disminuyen en proporción inversa a la velocidad de los neutrones, a medida que la energía neutrónica aumenta. La mayoría de los detectores plásticos disponibles en el mercado detectan las partículas α emitidas. La eficiencia de la detección depende del tipo de material y de las condiciones del grabado.

Dosímetros de albedo termoluminiscentes

II.43. La dosimetría de albedo se basa en la detección de los neutrones de baja energía (neutrones albedo) que emergen del cuerpo de una persona expuesta a neutrones de diferentes energías. Por lo tanto, cualquier detector de neutrones térmicos colocado en la superficie del cuerpo puede servir de detector de albedo.

II.44. Los dosímetros de albedo son por lo general dosímetros termoluminiscentes, como el de ${}^6\text{LiF}$ en cápsulas plásticas cargadas de boro, que separan los neutrones albedo de los neutrones térmicos incidentes. Debido a la sensibilidad fotónica de los dosímetros termoluminiscentes, la lectura de la dosis de neutrones está dada por la diferencia entre las lecturas de los detectores de ${}^6\text{LiF}$ y ${}^7\text{LiF}$.

II.45. Se han diseñado dosímetros de albedo que dan una respuesta alta y casi constante para los neutrones del intervalo que va de las energías térmicas a los 10 keV. Pero la respuesta disminuye rápidamente por encima de los 10 keV [193, 194]. En los campos de neutrones dispersos, la respuesta de un detector de albedo en función de la energía relativa puede variar en un factor de hasta 20.

II.46. La respuesta a los neutrones depende del espectro energético de estos, que puede presentar enormes variaciones dentro del lugar de trabajo. Sin embargo, si el espectro neutrónico se conoce y es constante, este problema puede subsanarse utilizando factores de corrección específicos del emplazamiento. Los dosímetros de albedo son también muy sensibles a la posición en que se coloquen sobre el cuerpo del trabajador, ya que principalmente detectan los neutrones que emergen del organismo.

II.47. En los dosímetros utilizados en campos de neutrones rápidos, la dependencia energética de los detectores de albedo puede compensarse añadiendo un detector de trazas nucleares, como el policarbonato, para medir los neutrones rápidos por separado. En esta combinación, el detector de albedo es el detector básico de neutrones, y puede leerse automáticamente con un lector de dosímetro termoluminiscente normal. El detector de trazas solo tendrá que ser procesado si el dosímetro termoluminiscente indica una exposición importante.

Detectores de burbuja

II.48. Un detector de burbuja consiste en un tubo con gotas líquidas sobrecalentadas dispersas en un gel polimérico. Los neutrones que atraviesan el detector crean protones que pueden depositar en las gotitas una energía superior al umbral energético y transformarlas en burbujas de vapor visibles, que quedan atrapadas en los lugares en que se formaron [195]. El número de burbujas da una medida de la dosis de neutrones. Los detectores de burbuja no son sensibles a los fotones, y tienen una sensibilidad muy alta (que llega al intervalo de los microsievverts) y una buena respuesta a la tasa de dosis equivalente por encima de un cierto umbral de energía neutrónica, que suele ser de alrededor de 100 keV. Los neutrones térmicos pueden detectarse con un detector de burbuja especial que contenga ${}^6\text{Li}$ disperso. Las desventajas del detector de burbuja son su limitado intervalo de energías y dosis, su vulnerabilidad a los golpes y su dependencia de la temperatura, aunque hay detectores que compensan las variaciones de la temperatura. Los detectores de burbuja no requieren un factor de corrección para el lugar de trabajo, pero el recuento de las burbujas es un proceso laborioso. Este dispositivo es completamente pasivo y se puede almacenar hasta que sea el

momento de utilizarlo. No requiere ningún aparato electrónico para la medición o lectura. Sin embargo, cuando haya un gran número de detectores en uso para la monitorización rutinaria, podrá utilizarse un lector automático controlado por computadora.

Dosímetros electrónicos de neutrones

II.49. Se han desarrollado dosímetros personales de neutrones activos [196], que se basan en el mismo principio de funcionamiento que los dosímetros personales de fotones activos, con la salvedad de que contienen un material plástico colocado frente a los diodos para convertir los neutrones en protones, que son los que se miden. Introduciendo ${}^6\text{Li}$ o ${}^{10}\text{B}$ se logra que el dosímetro sea sensible a los neutrones térmicos. Las energías γ pueden discriminarse electrónicamente utilizando un umbral de depósito de energía. Los dosímetros personales de neutrones activos tienen la ventaja de ser de lectura directa y fáciles de usar. Sin embargo, por el momento su respuesta a la energía no es ideal, su sensibilidad a los neutrones rápidos es baja, y en muchos casos requieren la aplicación de un factor de corrección para el lugar de trabajo.

Dosímetros de criticidad

II.50. Los dosímetros de criticidad son una clase aparte de dosímetros neutrónicos. Su función es estimar las dosis de neutrones recibidas en caso de accidente de criticidad. Los principios de funcionamiento de estos dosímetros tienen que ser diferentes de los de un dosímetro de neutrones ordinario, porque en un accidente de criticidad se producirá la emisión de altas tasas de dosis de neutrones en pulsos breves. Los dosímetros de criticidad contienen normalmente detectores de activación, por ejemplo elementos como el oro, el cadmio, el indio y el azufre. En la referencia [148] figura más información a este respecto.

Apéndice III

INSTRUMENTOS DE MONITORIZACIÓN DEL LUGAR DE TRABAJO PARA EVALUAR LA EXPOSICIÓN EXTERNA

III.1. Los instrumentos de monitorización del lugar de trabajo tienen por principal finalidad reunir información sobre las tasas de dosis en el entorno laboral a fin de poder adoptar decisiones sobre su ocupación. Para evaluar y controlar la exposición ocupacional, es preciso conocer las tasas de dosis en las distintas áreas de trabajo, tanto durante su ocupación por los trabajadores, como antes de la admisión a ellas. Por lo general, las tasas de dosis se monitorizan, aunque esto no será necesario cuando no varíen significativamente con el tiempo.

III.2. Los instrumentos de monitorización fijos o instalados en el lugar de trabajo suelen estar equipados con pantallas de visualización a distancia o alarmas sonoras. Aparte de algunas diferencias tecnológicas, sus detectores y métodos de funcionamiento son parecidos a los de los instrumentos portátiles de monitorización del lugar de trabajo. En las referencias [197, 198] figura un examen a fondo de los métodos de monitorización.

FOTONES (RADIACIÓN GAMMA Y RAYOS X)

Cámaras de ionización

III.3. Las cámaras de ionización son el detector de radiación más sencillo y pueden utilizarse para monitorizar la radiación en distintas circunstancias. La cámara de ionización es un detector relleno de gas. El principio de la detección se basa en la medición de la carga a partir del número de pares de iones creados dentro del gas por la radiación incidente. Las cargas se separan aplicando una diferencia de potencial entre dos electrodos y pueden medirse como una corriente (en el ‘modo corriente’) o como un voltaje (en el ‘modo pulsado’).

III.4. Para que la señal de salida sea proporcional a la cantidad de energía liberada en la cámara, debe aplicarse la tensión correcta.

III.5. Los instrumentos de monitorización de mano y algunos instrumentos fijos utilizan cámaras con paredes hechas de un material de bajo número atómico y rellenas de aire en equilibrio con la atmósfera. Antes, estas unidades se empleaban para medir la exposición, pero ahora la mayoría de los diseños están

destinados a medir la dosis equivalente ambiental $H^*(10)$ y, con frecuencia, la dosis equivalente direccional $H'(0,07, \Omega)$.

III.6. Los instrumentos de mano empleados a niveles de exposición ocupacional normales (por ejemplo, con tasas de dosis de algunos microsievverts por hora) tienen por lo general cámaras de un volumen de entre 300 y 700 cm³. Los instrumentos fijos destinados a ser utilizados en lugares en que no se prevea la presencia de radiación β o de radiación fotónica de energías bajas suelen tener cámaras grandes (del orden de 5000 cm³), con paredes de acero y rellenas de argón a alta presión. Estos instrumentos tienen un rango analítico amplio, que va de alrededor de 0,1 μ Sv/h a 1 Sv/h.

Contadores proporcionales

III.7. Los contadores proporcionales se basan en el mismo principio que las cámaras de ionización, pero utilizan la multiplicación gaseosa de los electrones para aumentar la sensibilidad aplicando una diferencia de potencial más alta entre los dos electrodos. Para optimizar la detección, se emplean en general gases nobles, a fin de evitar la creación de iones negativos.

III.8. Los contadores proporcionales pueden utilizarse como detectores de impulsos, lo que permite medir tasas de dosis fotónicas de 0,1 μ Sv/h a 10 Sv/h. Las principales ventajas de los contadores proporcionales comerciales son su alta sensibilidad, la amplia gama de tasas de dosis que miden y su baja dependencia de la energía. Sin embargo, para alcanzar un factor de multiplicación estable, se requiere un suministro de alta tensión estable. Por este motivo, el instrumento es considerablemente más caro que una cámara de ionización o un contador Geiger-Müller. Los contadores proporcionales pueden utilizarse también como detectores de corriente continua, pero casi nunca se emplean de este modo, porque la señal decae con mucha rapidez.

Contadores Geiger-Müller

III.9. El fuerte campo eléctrico de los contadores Geiger-Müller causa una descarga de Townsend (cascada de electrones) en todo el ánodo cada vez que una partícula ionizante incide en el detector. Eso significa que en este contador cada suceso ionizante, sea cual sea la energía de la partícula incidente, causa en el detector una señal de la misma magnitud, con la consiguiente pérdida de toda la información sobre la energía de las partículas incidentes. Para poder medir la dosis equivalente ambiental, el contador Geiger-Müller debe estar calibrado en

términos de la frecuencia de impulsos del contador como función de la energía de las partículas incidentes.

III.10. Los contadores Geiger-Müller tienen una eficiencia de detección de fotones, por lo general del orden del 0,5 %, que es efectivamente constante en un amplio intervalo de energías. Esto significa que la respuesta en términos de la dosis equivalente ambiental depende de la energía. Es posible diseñar filtros eficaces que permiten obtener un buen comportamiento angular y energético para las $H^*(10)$ superiores a unos 50 keV, con detectores de pared de acero, y a partir de 15 keV, con detectores de ventana terminal.

III.11. Los contadores Geiger-Müller se utilizan ampliamente para las mediciones en campos de rayos X y radiación γ . Producen impulsos grandes, que es posible contar y procesar fácilmente. Sin embargo, las pérdidas por tiempo muerto a tasas de recuento altas limitan su intervalo analítico. La extinción, ya sea externa o interna, restablece la capacidad de detección del contador Geiger-Müller. Hay que tener cuidado de verificar que la indicación de la tasa de dosis no retroceda en la escala a las tasas de recuento altas; esta es una prueba fundamental, que debería realizarse durante las pruebas tipo. Los contadores Geiger-Müller son especialmente eficaces para monitorizar los niveles bajos de contaminación o de tasas de dosis de radiación.

III.12. El uso de contadores Geiger-Müller en campos de radiación pulsados, por ejemplo con algunos equipos generadores de rayos X, puede dar lugar a subestimaciones importantes en la cantidad de radiación medida. Por este motivo, habrá que extremar el cuidado cuando se utilicen contadores Geiger-Müller —o, de hecho, cualquier detector de recuento de impulsos— en esas situaciones.

Detectores semiconductores

III.13. En los materiales semiconductores, como el silicio, la ionización tras la interacción con radiación ionizante hace que los electrones salten de la banda de valencia a la banda de conducción, donde pueden moverse libremente por todo el cristal. Para detectar los electrones libres, se colocan dos electrodos en torno al cristal.

III.14. Puesto que la brecha energética entre la banda de valencia y la banda de conducción es de solo unos pocos electronvoltios, la señal de salida es mayor, con una relación señal-ruido más alta, que en el caso de los detectores llenos de gas, en que la energía de ionización gira típicamente en torno a los 30 eV. La pequeña

brecha energética tiene también la ventaja de brindar una mejor resolución. Sin embargo, deberían adoptarse medidas para evitar la agitación térmica de los portadores de carga.

III.15. Las tasas de dosis pueden medirse utilizando diodos de silicio como generadores de impulsos (a tasas de dosis bajas) o de fotocorriente (a tasas de dosis altas). El silicio tiene un número atómico más alto que el tejido y, por ello, tanto en el modo de impulsos como en el modo de corriente, es necesario utilizar un filtro de compensación de energía adecuado a la magnitud de interés. Estos filtros limitan inevitablemente el umbral de detección a bajas energías.

Detectores de centelleo

III.16. En los detectores de centelleo, la interacción con radiación ionizante excita los electrones y genera la emisión de luz visible. Hay dos tipos de centelleadores:

- a) Los centelleadores inorgánicos, que son cristales de halogenuros u óxidos de metales alcalinos formados en hornos a alta temperatura. Las propiedades de centelleo son una consecuencia de la estructura cristalina y, por lo tanto, solo están presentes en el estado sólido del material.
- b) Los centelleadores orgánicos, que comprenden los hidrocarburos aromáticos y pueden ser plásticos o líquidos. El proceso de centelleo tiene lugar en la molécula misma, lo que significa que no depende del estado físico del material.

III.17. Los centelleadores se utilizan en combinación con un tubo fotomultiplicador, para potenciar la señal luminosa y convertirla en una señal electrónica que puede medirse con relativa facilidad.

III.18. Los centelleadores inorgánicos, como los cristales de NaI(Tl), se utilizan ampliamente en la espectroscopia γ y son detectores muy sensibles. Sin embargo, su respuesta depende en sumo grado de la energía, lo que significa que una unidad simple no permite realizar mediciones exactas de las magnitudes dosimétricas. Para ello pueden emplearse instrumentos basados en técnicas espectrométricas, que también son muy sensibles.

III.19. En las mediciones de la tasa de exposición o la tasa de kerma en aire, los centelleadores orgánicos, con sus números atómicos efectivos parecidos a los del aire, requieren poca corrección de la dependencia energética, salvo a energías inferiores a 0,1 MeV aproximadamente. El antraceno, por ejemplo, presenta un

decaimiento en la respuesta por unidad de kerma, principalmente porque solo se irradian las capas externas del cristal. La incorporación de una pequeña cantidad de un material de número atómico alto frente al cristal puede contrarrestar parcialmente esta caída, y los instrumentos de monitorización disponibles en el mercado permiten medir fotones con energías de tan solo 20 keV.

III.20. Los instrumentos de centelleo pueden utilizarse para medir todos los tipos de rayos X y radiación γ [199]. Aunque, debido a las partes electrónicas de estos instrumentos, el tamaño total es parecido al de las cámaras de ionización, el volumen activo puede ser mucho menor. Un cristal de 1 cm³ es suficiente en muchos casos, pero la mayor sensibilidad de los cristales más grandes permite utilizarlos para medir las tasas de dosis a los niveles de la radiación de fondo natural.

RADIACIÓN BETA Y FOTONES DE BAJA ENERGÍA

Cámaras de ionización

III.21. Es posible medir las tasas de dosis equivalentes causadas por radiación β (o rayos X de baja energía) y radiación fotónica muy penetrante con un mismo detector. Para ello se utiliza un detector (una cámara de ionización) dotado de una ‘ventana’ que puede estar abierta o cerrada (véase el párrafo III.22). Cuando está cerrada, se mide el componente de radiación muy penetrante (es decir, los fotones con energías superiores a unos 20 keV). Con la ventana abierta, se miden ambos componentes. La aportación de la radiación poco penetrante (las partículas β y los fotones de baja energía) a la tasa de dosis equivalente podrá así estimarse por sustracción.

III.22. La mayoría de las mediciones de estudio de la radiación β y los fotones de baja energía se realizan con cámaras de ionización pequeñas y portátiles que pueden emplearse también en los estudios de la radiación X y γ . Un lado de la cámara consiste en una fina lámina de plástico conductora que, para medir los fotones, se cubre con un trozo de material equivalente a 1 cm de tejido (‘ventana cerrada’). Esta cubierta se retira para medir la radiación β [200]. Otro tipo de medidor de radiación β está construido enteramente con paredes finas. Esta cámara puede no ser adecuada para medir la dosis equivalente direccional.

III.23. Las paredes de las cámaras de ionización utilizadas para medir la radiación β deberían ser de materiales de composición parecida a la del tejido. Sin embargo, la composición exacta no será tan importante como en las cámaras

de ionización para rayos X o radiación γ ; en el caso de los electrones, las paredes cumplen simplemente la función de simular la absorción y la retrodispersión en el cuerpo.

Contadores Geiger-Müller

III.24. Para la detección de la radiación β se utilizan también contadores Geiger-Müller de paredes o ventanas finas. Si el contador está dotado de una cubierta suficientemente gruesa para detener la radiación β , la diferencia entre las lecturas con y sin la cubierta permite distinguir entre la radiación β y la γ (incluida la radiación de frenado). En particular, los detectores Geiger-Müller con ventanas terminales finas pueden tener una dependencia energética aceptable para la monitorización de la tasa de dosis β en el lugar de trabajo, y presentan la ventaja adicional de ser un instrumento de tamaño pequeño capaz de detectar tasas de dosis relativamente bajas.

Detectores semiconductores

III.25. Los detectores semiconductores que operan en el modo de corriente media permiten medir tasas de dosis altas. Su fina capa de detección los hace adecuados para la dosimetría β . En las mediciones de la radiación β y de fotones de baja energía, pueden utilizarse diodos de silicio de capa fina y sensible para evaluar la $H'(0,07, \Omega)$. Sin embargo, estos detectores tienen una respuesta mayor a la radiación γ que a la radiación β , porque su número atómico efectivo es demasiado alto, y en la protección radiológica operacional no suelen utilizarse para medir las tasas de dosis causadas por la radiación β y los fotones de baja energía.

Detectores de centelleo

III.26. Un buen monitor para determinar la $H'(0,07, \Omega)$ correspondiente a la radiación β puede ser un centelleador delgado (3 a 4 mg/cm²) cubierto por una ventana de plástico opaco a la luz de espesor similar. Este monitor puede emplearse en modo de recuento de impulsos a tasas de dosis bajas, donde tiene un comportamiento parecido al de un detector Geiger-Müller, o en modo de corriente, a tasas de dosis altas.

RADIACIÓN NEUTRÓNICA

Instrumentos de medición basados en un moderador

III.27. Los instrumentos de medición basados en un moderador son los más utilizados para la monitorización de campos de neutrones [186, 201]. Consisten en un moderador hidrogenado que atenúa la energía de los neutrones y detecta los neutrones termalizados con detectores tales como los contadores proporcionales rellenos de trifluoruro de boro (BF_3) o gas de ^3He , o los centelleadores de ^6LiI . Los neutrones se detectan mediante las reacciones $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$, $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ o $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{He}$, cuyas características permiten una buena discriminación de la radiación γ . Eligiendo un escudo moderador de espesor adecuado, o modificando el espesor de la pared y la mezcla y presión del gas, la respuesta a la radiación neutrónica puede ajustarse de modo que el resultado sea aproximadamente proporcional a la tasa de dosis equivalente. Mediante un análisis matemático de las respuestas de un grupo de esferas moderadoras de diámetros diferentes, es posible obtener una espectrometría neutrónica aproximada (véase la descripción dada en la referencia [202]). Las respuestas de varios instrumentos de neutrones moderados a los campos de radiación neutrónicos operacionales se recogen en la referencia [203].

III.28. Termalizando los neutrones en un moderador hidrogenado, se desarrolló en los años sesenta un instrumento con una respuesta a la tasa de dosis equivalente que era aproximadamente independiente de la energía para los neutrones de hasta 10 MeV [204]. La respuesta de este instrumento, que empleaba un contador proporcional de BF_3 rodeado de un blindaje de cadmio perforado en un moderador cilíndrico, adolecía de un cierto grado de anisotropía (de un factor de dos o más). Esta anisotropía se superó en gran medida utilizando un moderador esférico de polietileno de 20 a 30 cm de diámetro, si bien a expensas de la dependencia de la energía. Como alternativas a los contadores proporcionales de BF_3 se han utilizado detectores tales como los centelleadores de ^6LiI y los contadores proporcionales de ^3He . La característica principal de todos estos instrumentos es una respuesta exagerada a los neutrones de energías intermedias.

III.29. Otro instrumento [205] emplea dos esferas moderadoras (de 107 y 64 mm de diámetro) colocadas en una misma carcasa. Pesa 3 kg y mide la tasa de dosis equivalente en el intervalo de 30 $\mu\text{Sv/h}$ a 100 mSv/h , con una respuesta a la energía de $\pm 30\%$ en el rango que va de las energías térmicas a 10 MeV. La respuesta de la esfera más grande se corrige utilizando la relación entre las tasas de recuento de las dos esferas, que varía de 0,15 a 0,8 en los espectros

neutrónicos observados. La corrección correspondiente, que varía de 1 a 30 en ese intervalo, es aplicada automáticamente por el instrumento.

Cámaras de ionización

III.30. Las cámaras de ionización fueron desarrolladas inicialmente para medir la exposición a los rayos X y a la radiación γ . Si se introduce hidrógeno en las paredes y en el gas, estas cámaras se vuelven más sensibles a la radiación neutrónica. Sin embargo, dado que también son sensibles a los fotones, se necesitará una segunda cámara que sea relativamente insensible a los neutrones (por ejemplo con paredes de grafito y una mezcla de gas de dióxido de carbono, o paredes de aluminio y gas de argón), para poder sustraer la radiación γ que siempre acompaña a la radiación neutrónica. Estas cámaras de ionización miden la dosis absorbida por radiación neutrónica, no la tasa de dosis equivalente.

III.31. Debido a que la respuesta de una cámara de ionización a la radiación γ por unidad de dosis es similar a la respuesta a la radiación neutrónica, no es posible discriminar eficientemente entre los dos tipos de radiación con una única cámara. Sin embargo, las cámaras de ionización pueden ser útiles cuando no sea necesario discriminar entre las contribuciones de la radiación γ y la radiación neutrónica en un campo de radiación. Es posible fabricar la pared de la cámara de ionización con un material casi equivalente al tejido, y rellenar el detector con un gas casi equivalente al tejido. El depósito de energía en el detector simulará entonces el depósito de energía en el tejido, independientemente del tipo de radiación. Las cámaras de ionización de este tipo operan en el modo de un contador proporcional. Estos contadores proporcionales de materiales equivalentes al tejido se emplean principalmente a una presión de gas baja, por lo que pueden ser útiles en la microdosimetría, pero también como monitores ambientales.

Otros instrumentos de detección de neutrones

Contadores proporcionales de protones de retroceso

III.32. Los contadores proporcionales de protones de retroceso están revestidos normalmente con polietileno y rellenos ya sea de etileno (C_2H_4) o de ciclopropano (C_3H_6) a presiones del orden de los 100 kPa. El espesor de las paredes se escoge sobre la base de cálculos de la relación entre la energía y el alcance, por lo que el sistema satisface los requisitos del principio de Bragg-Gray. Los espectros de los protones de retroceso pueden analizarse matemáticamente para deducir el espectro de los neutrones incidentes, y esa información espectral permite

determinar la dosis equivalente ambiental. El rango de energías práctico de estos sistemas va de los 10 keV a los 1,5 MeV aproximadamente.

Contadores proporcionales Rossi

III.33. Los contadores proporcionales de materiales equivalentes al tejido pueden emplearse para medir también la transferencia lineal de energía (TLE) de la energía depositada, además de la dosis. La TLE puede luego utilizarse, con la relación Q-TLE definida por la ICPR, para determinar el valor medio del factor de calidad de la radiación Q (véanse el párrafo 2.34 y la referencia [3]). Este factor se introduce en la electrónica del instrumento, lo que permite convertir la dosis en una dosis equivalente personal. Estos instrumentos pueden usarse también para mediciones en campos de radiación mixtos.

Detectores de centelleo

III.34. Los detectores de centelleo orgánicos ofrecen, en principio, un método de espectrometría y dosimetría neutrónica sencillo, porque pueden fabricarse con materiales equivalentes al tejido y su volumen es pequeño. Sin embargo, tienen dos inconvenientes importantes. El primero es que la eficiencia de centelleo para la producción de luz es baja, y se necesitan entre 1 y 2 keV para producir un fotoelectrón en la primera etapa de un tubo fotomultiplicador. El segundo es que son muy sensibles a las radiaciones γ ; requieren aproximadamente el triple de energía para producir un fotoelectrón a partir de un protón de retroceso que a partir de un fotón γ , y diez veces más energía en el caso de una partícula α . No obstante, puede emplearse la discriminación por forma de pulso para separar los sucesos producidos por partículas cargadas de los producidos por electrones. Además, la relación entre la energía del protón de retroceso y la magnitud del impulso de luz no es lineal, aunque esto puede corregirse en un espectrómetro de neutrones en el análisis matemático. Estas limitaciones restringen el rango energético del detector a un intervalo de entre 0,2 y 20 MeV, aproximadamente.

Detectores semiconductores

III.35. Los detectores semiconductores son normalmente de silicio o germanio, y no se utilizan directamente para la medición de neutrones. Sin embargo, pueden emplearse en espectrómetros de neutrones para medir partículas secundarias, como los protones, los tritones y las partículas α , producidas en láminas convertoras de borato de litio, boro, ${}^6\text{LiF}$, polietileno y policarbonato. Son

pequeños y sensibles —el rendimiento de ionización es unas diez veces mayor que el de las cámaras de ionización— y su densidad es en torno a mil veces mayor que la del gas de una cámara.

Apéndice IV

MODELOS BIOCINÉTICOS PARA EVALUAR LA EXPOSICIÓN INTERNA

IV.1. La incorporación de los radionucleidos puede producirse por varias vías, a saber, la inhalación, la ingestión, la inyección y la absorción cutánea (a través de la piel intacta o de una herida). En la exposición ocupacional, la principal vía de incorporación es la inhalación. Sin embargo, una pequeña fracción del material depositado en el aparato respiratorio es transferida a la garganta por acción ciliar e ingerida, pudiendo entonces ser absorbida en el tubo gastrointestinal. Una pequeña parte de los radionucleidos ingeridos pasa a la sangre. Además, puede haber incorporaciones por ingestión directa o, en el caso de algunos radionucleidos, por absorción a través de la piel intacta. Los daños en la piel, como los cortes u otras heridas, también pueden dar lugar a la incorporación de radionucleidos. Las vías de incorporación de radionucleidos en el cuerpo, sus transferencias internas y la posterior excreción se ilustran esquemáticamente en la figura 6.

IV.2. La incorporación, captación, transferencia interna y excreción de los radionucleidos pueden describirse mediante modelos compartimentados. La ICRP ha desarrollado modelos específicos para los trabajadores sometidos a exposición ocupacional.

IV.3. Los modelos biocinéticos del tubo digestivo y el aparato respiratorio se utilizan para definir la entrada de radionucleidos en el cuerpo y sus movimientos dentro de él, hasta su absorción en la sangre y/o su eliminación del organismo. El comportamiento de los radionucleidos absorbidos en la sangre se describe mediante modelos sistémicos específicos de diferentes grados de complejidad.

IV.4. Los modelos permiten obtener los coeficientes de dosis e interpretar los datos de los bioanálisis, y pueden aplicarse para el control reglamentario en el lugar de trabajo. A continuación se presenta un panorama general de los modelos utilizados en la generación de los coeficientes de dosis para las incorporaciones de radionucleidos. En las referencias señaladas se encontrarán más detalles o información.

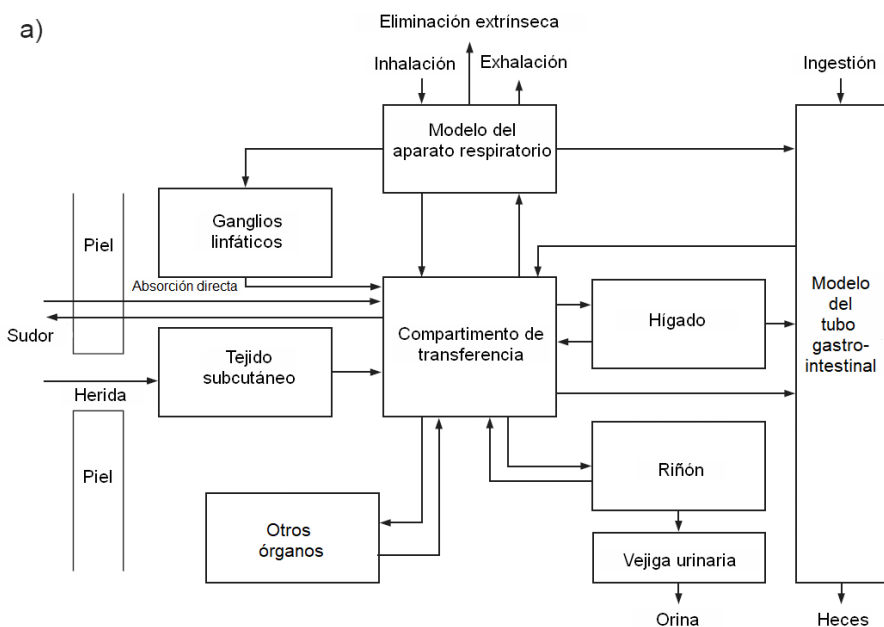


Fig. 6. Vías de incorporación de radionucleidos en el cuerpo, transferencias internas y excreción [13].

MODELOS PARA DIFERENTES VÍAS DE INCORPORACIÓN

Inhalación

IV.5. El comportamiento de los radionucleidos inhalados por los trabajadores se describe en la referencia [133] en un modelo del aparato respiratorio humano. La referencia [206] contiene orientaciones sobre el uso de ese modelo.

IV.6. El modelo del aparato respiratorio humano trata el depósito y la eliminación de los radionucleidos inhalados por separado. Calcula las dosis recibidas en distintos tejidos de las vías respiratorias y tiene en cuenta las diferencias en la radiosensibilidad de los tejidos.

IV.7. El aparato respiratorio humano se representa como dos tejidos: las vías respiratorias extratorácicas y las vías respiratorias torácicas. Las primeras se dividen en dos regiones, una correspondiente a las fosas nasales anteriores, y la otra, a las fosas nasales posteriores, la faringe y la laringe. Las regiones torácicas son la bronquial, la bronquiolar y la alveolointersticial, donde se

produce el intercambio gaseoso. El tejido linfático está asociado tanto con las vías respiratorias extratorácicas como con las torácicas. El modelo especifica los valores de referencia de las dimensiones y los factores de escala.

IV.8. El depósito de partículas inhaladas se calcula para cada región del aparato respiratorio, teniendo en cuenta la inhalación y la exhalación. Esto se modela en función del tamaño de las partículas y de la carga o los parámetros respiratorios, presuponiendo su independencia de la forma química, con valores por defecto de los parámetros de depósito en función de la edad para un intervalo de tamaños de partícula, expresados como diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad (DAMA), que va de 0,6 nm a 100 μm .

IV.9. Para la inhalación de radionucleidos por los trabajadores, el individuo de referencia es una persona normal que respira por la nariz y realiza un trabajo ligero. A fin de simplificar las cosas, el depósito en el aparato respiratorio y la eliminación de este se calculan para el varón adulto de referencia únicamente. Un DAMA de 5 μm se considera el tamaño de partícula por defecto más apropiado para los radionucleidos presentes en el lugar de trabajo [135], mientras que para los miembros del público se utiliza un DAMA por defecto de 1 μm .

IV.10. La eliminación del aparato respiratorio se trata como dos procesos que compiten entre sí: el transporte de partículas (por barrido mucociliar o transferencia a los ganglios linfáticos) y la absorción en la sangre. La mayor parte del material depositado que no pasa a la sangre termina en el tubo gastrointestinal, por el proceso de transporte de partículas. Las pequeñas cantidades transferidas a los ganglios linfáticos son absorbidas en los fluidos corporales a la misma velocidad que en el aparato respiratorio.

IV.11. El modelo del aparato respiratorio humano asigna los gases y vapores a tres clases de solubilidad y reactividad por defecto, sobre la base del patrón inicial de depósito en el aparato respiratorio. La retención posterior en las vías respiratorias y la absorción en los fluidos corporales se determinan con arreglo a las propiedades químicas del gas o vapor.

IV.12. El modelo del aparato respiratorio humano se utilizó para calcular los coeficientes de dosis correspondientes a la inhalación de radionucleidos por los trabajadores que se presentan en la referencia [130] y en el cuadro III.2A de la publicación GSR Part 3 [2], y también para calcular las funciones bioanalíticas contenidas en la referencia [13].

IV.13. La ICRP ha elaborado recientemente una versión revisada del modelo del aparato respiratorio humano [16]. Esta versión tiene algunas simplificaciones y modificaciones tanto en la estructura del modelo como en los valores de los parámetros, pero las características básicas del modelo siguen siendo las mismas. Las modificaciones se basan principalmente en la experiencia adquirida en la aplicación del modelo y en las nuevas evaluaciones de los conjuntos de datos experimentales disponibles. En la referencia [16] figuran los nuevos coeficientes de dosis y funciones bioanalíticas para los trabajadores, calculados con este modelo actualizado.

Ingestión

IV.14. El comportamiento de los radionucleidos ingeridos por los trabajadores se describe en la referencia [207], en un modelo basado en cuatro compartimentos del tubo gastrointestinal que representan el estómago, el intestino delgado, y la parte superior e inferior del intestino grueso. Los tiempos medios de permanencia en los cuatro compartimentos son de 1, 4, 13 y 24 h, respectivamente. La absorción en la sangre tiene lugar desde el intestino delgado y se representa con los valores de la captación fraccionaria (f_1).

IV.15. Este modelo se utilizó para calcular los coeficientes de dosis correspondientes a la ingestión de radionucleidos por los trabajadores presentados en la referencia [130] y el cuadro III.2A de la publicación GSR Part 3 [2], y también para interpretar los datos bioanalíticos en la referencia [13].

IV.16. Se ha desarrollado un nuevo modelo del comportamiento de los radionucleidos ingeridos, el modelo del tubo digestivo humano, que se describe en la referencia [208]. Este modelo comprende un número mayor de regiones, a saber, la cavidad bucal, el esófago, el estómago, el intestino delgado, el colon derecho, el colon izquierdo y la región rectosigmoidea, y prevé la absorción de los elementos y sus radioisótopos en la sangre desde varias de estas secciones. La captación fraccionaria total de los radionucleidos ingeridos se denota con el símbolo f_A . Sin embargo, el supuesto general, válido para casi todos los radionucleidos, es que la absorción ocurre exclusivamente en el intestino delgado (es decir, el valor de f_A es igual a la captación fraccionaria de los radionucleidos ingeridos en el intestino delgado). Además, la estructura del modelo permite tener en cuenta la retención de los radionucleidos ingeridos en las mucosas de las paredes del tubo digestivo y en los dientes.

IV.17. La ICRP ha publicado recientemente los nuevos coeficientes de dosis y recomendaciones para la interpretación de los datos bioanalíticos, sobre la base de este nuevo modelo del tubo digestivo humano [16].

Incorporación a través de las heridas

IV.18. Aunque gran parte de los materiales radiactivos quedan retenidos en el lecho de una herida, los que son solubles pueden pasar a la sangre y, por consiguiente, a otras partes del cuerpo. Los materiales insolubles son transferidos lentamente a los tejidos linfáticos regionales, donde se disuelven poco a poco y terminan entrando en la corriente sanguínea. Una fracción variable de los materiales insolubles puede quedar retenida en el lecho de la herida o en el tejido linfático por el resto de la vida de la persona. El material particulado que entra directamente en la sangre se deposita principalmente en los fagocitos del hígado, el bazo y la médula ósea.

IV.19. En el caso de los radionucleidos retenidos en el lecho de una herida, los tejidos más expuestos serán los que rodeen la herida. En consulta con el médico del trabajo, debería tomarse en consideración la posibilidad de extirpar los tejidos locales contaminados. Para ello, deberá determinarse con exactitud la variación de la contaminación según la profundidad en el lecho de la herida. La dosis absorbida en el lecho de la herida y en los ganglios linfáticos regionales puede evaluarse a partir de la actividad restante después de la extirpación, las características de los radionucleidos de que se trate, la masa de tejido irradiada y el tiempo transcurrido desde la exposición. Si los materiales son solubles, pasarán del lecho de la herida a la sangre a una velocidad que dependerá de su solubilidad. En la mayoría de los casos, la distribución de este componente soluble será parecida a la de los materiales que entran a la sangre desde los pulmones o desde el tubo gastrointestinal, pero puede haber excepciones con algunas formas químicas de los radionucleidos que permitan la entrada directa en la sangre.

IV.20. Se han calculado los coeficientes de dosis para la incorporación de 38 radionucleidos a través de las heridas [209], utilizando un modelo de las heridas [210] en combinación con los modelos sistémicos empleados para calcular los coeficientes de dosis de los trabajadores [130].

Incorporación a través de la piel intacta

IV.21. Ciertas sustancias radiactivas, como los compuestos marcados con tritio, los compuestos de carbono orgánico y los compuestos de yodo, pueden

penetrar en la piel intacta. Una fracción de la actividad entra en la sangre, pero no existe un modelo general para evaluar estas dosis y habrá que elaborar modelos específicos [211]. Por ejemplo, el comportamiento de los compuestos orgánicos trititados después de la absorción directa a través de la piel será muy diferente del comportamiento de los mismos compuestos incorporados por inhalación o ingestión. Para la contaminación cutánea deberían tomarse en consideración tanto la dosis equivalente en la zona de piel contaminada como la dosis efectiva.

MODELOS PARA LOS RADIONUCLEIDOS SISTÉMICOS

IV.22. Un modelo biocinético sistémico describe la distribución y retención en el cuerpo, en función del tiempo, de un radionucleido que ha entrado en la circulación sistémica, así como su excreción del organismo. Los modelos biocinéticos sistémicos utilizados en la referencia [207] tenían una estructura relativamente simple, que incluía el paso de los materiales de la circulación sistémica a determinados tejidos y órganos, y luego directamente a la excreción. En las referencias [212 a 215] se elaboraron modelos fisiológicos, en función de la edad, para un conjunto seleccionado de radionucleidos. Estos modelos incluyen la posibilidad de reciclado de los radionucleidos depositados y una descripción más realista de las vías de excreción.

IV.23. Estos modelos biocinéticos sistémicos se utilizaron, junto con el modelo del aparato respiratorio humano, para calcular los coeficientes de dosis correspondientes a la ingestión de radionucleidos por los trabajadores presentados en la referencia [130] y en el cuadro III.2A de la publicación GSR Part 3 [2], y también para interpretar los datos bioanalíticos en la referencia [13].

IV.24. Desde entonces, el grado de detalle de los modelos biocinéticos sistémicos ha aumentado [16], y la definición de sus estructuras tiene ahora un mayor realismo fisiológico que en las publicaciones anteriores de la ICRP. El uso de los modelos basados en la descripción fisiológica se ha difundido, y en algunos casos se han modificado ligeramente sus estructuras. Además, el enfoque de la modelización de los descendientes radiactivos ha sido revisado. El supuesto general hasta ahora era que los productos de desintegración tienen el mismo comportamiento biocinético que el radionucleido padre, salvo en el caso de los isótopos del plomo, el radio o el torio, los isótopos del yodo descendientes del telurio y los isótopos de gases nobles resultantes de diversas series radiactivas. En los modelos revisados se aplica una biocinética sistémica diferente para el

padre y los descendientes. Estos modelos biocinéticos sistémicos modificados se utilizaron para elaborar coeficientes de dosis revisados y nuevas recomendaciones con respecto a la interpretación de los datos bioanalíticos, que la ICRP publicó recientemente [16].

Apéndice V

MÉTODOS DE MONITORIZACIÓN INDIVIDUAL DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA

MÉTODOS DIRECTOS

V.1. La medición directa de la distribución y el contenido total en el cuerpo de uno o varios radionucleidos incorporados es posible cuando estos emiten una radiación penetrante (normalmente rayos X o radiación γ y, en casos especiales, radiación de frenado) de energía y rendimiento suficientes para poder ser detectada externamente. En la mayoría de las aplicaciones de recuento *in vivo*, los detectores de fotones están dispuestos en puntos especificados en torno al cuerpo, por lo general con un blindaje al menos parcial del detector o la persona, para reducir la interferencia de fuentes externas ambientales. Los contadores de cuerpo entero para niveles de actividad bajos se colocan en cámaras de recuento blindadas.

V.2. Por lo general, la interpretación de las mediciones directas en términos de la incorporación y la evaluación de la dosis efectiva comprometida se basa en una modelización biocinética de la distribución y retención de los radionucleidos incorporados, y en una modelización biofísica de la energía depositada. Ambos aspectos pueden variar marcadamente con el tiempo y de una persona a otra.

Geometrías de medición

V.3. Se han definido diversas formas de disponer físicamente los detectores para lograr distintos fines. En el caso de los radionucleidos distribuidos por todo el cuerpo, el recuento de cuerpo entero, o de una proporción importante de él, ofrece la mayor sensibilidad. Este tipo de recuento se realiza utilizando ya sea una geometría estática, con uno o varios detectores, o por barrido, moviendo a la persona con respecto a los detectores estáticos o desplazando los detectores en torno a la persona inmóvil. Las geometrías estáticas consisten normalmente en un conjunto de detectores distribuidos a lo largo de una persona en posición erecta o supina, o en un solo detector dirigido hacia el centro de una persona en posición sedente en una silla inclinada o recostada en un marco curvo. En la figura 7 se ilustran algunos ejemplos de las geometrías utilizadas para el recuento.

V.4. Para otros radionucleidos que al menos temporalmente se concentran en determinados tejidos u órganos del cuerpo, se requerirá una monitorización

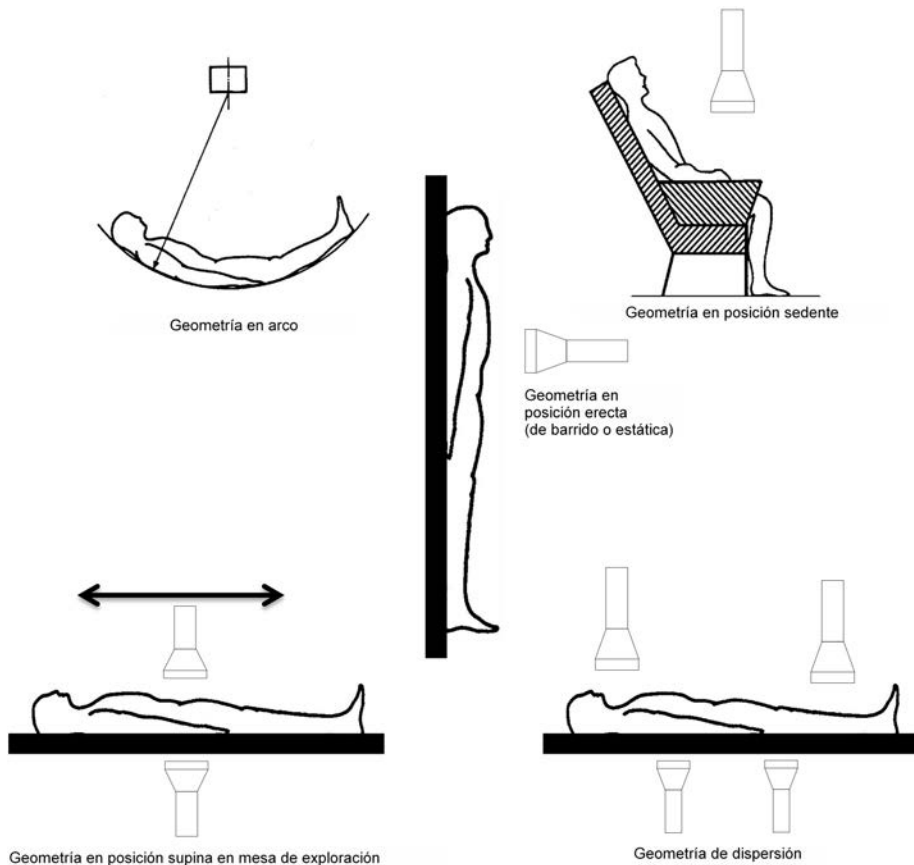


Fig. 7. Diferentes geometrías para el recuento de cuerpo entero.

específica de las zonas afectadas. Dos ejemplos de ello son el radioyodo, que es captado por la glándula tiroides, y las partículas radiactivas inhaladas, que quedan retenidas en los pulmones. En el caso de los radionucleidos con tropismo óseo que emiten fotones de baja energía, como el ^{241}Am y los isótopos del plutonio y el uranio, deberían realizarse mediciones en los huesos rodeados de una capa delgada de tejido, como los de la rodilla o el cráneo [216, 217].

V.5. También se requerirá una monitorización localizada cuando la incorporación tenga lugar a través de una herida o cuando haya otros motivos para determinar la distribución de los radionucleidos dentro del cuerpo. Es poco probable que un recuento de cuerpo entero pase totalmente por alto una cantidad importante de actividad localizada, pero este tipo de conteo puede no dar una estimación exacta

de la cantidad, ni buena información sobre su distribución espacial. El uso de maniqués y sus limitaciones se describen en la referencia [218].

V.6. En todos los casos, el método debería consistir en comparar la señal medida en la persona con la obtenida, en las mismas condiciones, en un maniqué antropomórfico u otro modelo que contenga cantidades conocidas del radionucleido en cuestión. La distribución del radionucleido en el maniqué de calibración debería corresponder a la prevista en el ser humano en la mayor medida posible, aunque algunas técnicas de medición son más sensibles que otras a esa distribución. Los sistemas de monitorización *in vivo* pueden caracterizarse y calibrarse también utilizando técnicas de Monte Carlo desarrolladas específicamente para ese fin [219, 220].

Métodos de detección

V.7. Hay distintos sistemas de detección para diferentes propósitos. Los cristales inorgánicos de materiales de alto número atómico, por lo general yoduro de sodio activado por talio, NaI(Tl), se utilizan comúnmente para detectar fotones energéticos (de más de 100 keV), como los emitidos por muchos productos de fisión y de activación. El centelleo producido por la interacción del cristal con los fotones de alta energía es detectado por tubos fotomultiplicadores. Estos generan impulsos electrónicos, cuyo procesamiento permite obtener un espectro que refleja el de la radiación absorbida por el cristal.

V.8. Este tipo de sistema de medición es el método más sensible para cuantificar el contenido radiactivo en el cuerpo. Sin embargo, la resolución energética de los detectores es limitada, por lo que incluso las técnicas de desconvolución pueden no ser capaces de determinar los radionucleidos causantes de un espectro complejo, como el que genera una mezcla reciente de productos de fisión o el que se obtiene en presencia de una radiación de fondo variable producida, por ejemplo, por el radón y sus descendientes.

V.9. Los detectores semiconductores tienen importantes ventajas en cuanto a la resolución energética y permiten una identificación casi inequívoca de los radionucleidos presentes en una mezcla, pero son poco prácticos porque deben mantenerse a las temperaturas del nitrógeno líquido. Los detectores de germanio de gran pureza toleran la temperatura ambiente, y necesitan refrigeración solo durante el uso. Los criostatos enfriados eléctricamente o los enfriadores mecánicos permiten el empleo de detectores de germanio sin necesidad de nitrógeno líquido. La menor eficiencia de estos detectores, en comparación con

la de los cristales inorgánicos y otros centelleadores, queda más que compensada por la menor señal de fondo y la mejor resolución energética.

V.10. Los fotones de baja energía, como los emitidos por el ^{239}Pu (13 a 20 keV) y por el ^{241}Am (60 keV), pueden detectarse con cristales finos de NaI(Tl), que tienen una eficiencia de detección parecida a la de los cristales más gruesos pero una señal de fondo mucho menor. La adición de un segundo cristal, por lo general de yoduro de cesio activado con talio (CsI(Tl)), como protector de anticoincidencia, mejora la sensibilidad de la detección al eliminar la contribución de los fotones de alta energía. Este dispositivo, conocido comúnmente como detector ‘phoswich’ (‘sándwich de fósforo’), puede reducir el límite de detección de esos fotones en más que un orden de magnitud. Los conjuntos de detectores planares de germanio de alta pureza están teniendo un uso creciente en la detección de fotones de baja energía, debido a su alta resolución y baja señal de fondo. En el recuento de fotones de baja energía (por ejemplo, con detectores phoswich o de germanio de alta pureza), debería tenerse en cuenta el grosor del tejido de recubrimiento al determinar la eficiencia de detección.

V.11. La disponibilidad de detectores semiconductores en miniatura, en particular de los que emplean telurio de cadmio (CdTe) y funcionan a temperatura ambiente, va en aumento. Los detectores de CdTe ofrecen gran sensibilidad para la detección de fotones de baja energía. Gracias a su pequeño tamaño (unos 10 mm de diámetro y 2 mm de espesor), son ideales para monitorizar las heridas localizadas. También tienen las ventajas de que no requieren el confinamiento del trabajador en un recinto blindado y permiten evaluar rápidamente el éxito de un procedimiento de excisión quirúrgica. Sin embargo, estos detectores de pequeño tamaño no son apropiados para la identificación y cuantificación de los radionucleidos por espectrometría.

V.12. Cuando se establezca un servicio avanzado de monitorización *in vivo*, deberían instalarse en general diferentes sistemas de detección, apropiados para los distintos radionucleidos que pueda ser necesario estudiar.

Procedimientos de medición

V.13. Las personas que se vayan a someter a mediciones directas deberían estar libres de contaminación superficial externa, vestir ropa limpia, preferentemente de papel desechable, y no llevar encima joyas, relojes, gafas u otros objetos personales. Estas precauciones ayudan a evitar las falsas identificaciones de actividad interna, así como la transferencia de contaminación al equipo de recuento. Las personas deberían permanecer, en la medida de lo posible, en

una posición de recuento definida, para garantizar la reproducibilidad en las mediciones en serie y mejorar la comparación con los resultados de la calibración. En algunos casos, deberán mantenerse inmóviles por períodos de hasta una hora para obtener una precisión satisfactoria en la medición. Las personas colocadas en recintos blindados deberían contar con algún medio de comunicación, especialmente cuando los tiempos de recuento sean prolongados.

V.14. El recuento de fondo indicado por los detectores se atribuye normalmente a cuatro fuentes:

- a) la radiación de fondo ambiental procedente de fuentes naturales, como la radiación cósmica o el radón y los productos de su desintegración;
- b) la radiación de fondo generada por la actividad presente en el blindaje y otros equipos;
- c) la radiación correspondiente a la radiactividad natural de la persona;
- d) la radiación dispersada hacia el detector por las interacciones de la persona con la radiación ambiental.

V.15. En los sistemas de medición basados en contadores de centelleo (detectores de cristales de NaI(Tl) o phoswich), las cuentas de fondo registradas por el sistema detector deberían determinarse con un maniquí apropiado, lo más parecido posible a la persona que se vaya a monitorizar y colocado en una posición de recuento definida. Los niveles de radiación de fondo pueden reducirse considerablemente si la medición de la contaminación interna se realiza en un recinto con un diseño y blindaje adecuados (es decir, un espacio con paredes de acero). En el recuento de cuerpo entero, la determinación de las cuentas atribuibles a la radiación de fondo con ayuda de individuos no contaminados del mismo sexo, estatura y peso mejorará los resultados. Pero la correspondencia perfecta es imposible, y hay factores, como el contenido de ^{40}K , que no se pueden controlar. Por lo tanto, se obtendrán mejores resultados si se utilizan grupos de control adecuados o mediciones de la persona en cuestión realizadas antes del inicio del trabajo. La radiación de fondo del contador debería determinarse en momentos lo más cercanos posible a la monitorización de la persona, de preferencia justo antes y después de la medición. Si se emplean detectores semiconductores, no será necesario determinar el recuento de fondo con maniqués que simulen la persona.

MÉTODOS INDIRECTOS

V.16. La monitorización indirecta se basa en la determinación de las concentraciones 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, por ejemplo del aire o de la contaminación de las superficies.

V.17. Los métodos indirectos deberían utilizarse para radionucleidos que no emitan cantidades significativas de radiación muy penetrante. En el caso de algunos radionucleidos, como los que emiten solo fotones de baja energía o se eliminan preferentemente a través de las excreciones, la insensibilidad y las incertidumbres de la monitorización por medición directa pueden ser tan grandes, que un método indirecto dé una valoración más fiable de la incorporación. En otros casos, los métodos indirectos pueden ser más fáciles de aplicar que la monitorización directa y tener una exactitud suficiente.

V.18. La referencia [13] contiene información sobre las técnicas de medición por bioanálisis más adecuadas para todos los radionucleidos de interés común en la exposición ocupacional. Esta información ha sido actualizada recientemente [16].

Muestras biológicas

V.19. Las muestras biológicas de uso más común para la estimación de las incorporaciones son las de orina y de heces, pero en casos especiales se utilizan muestras del aire espirado, de sangre o de otro tipo. Por ejemplo, el análisis de la actividad en las secreciones o los frotis nasales proporciona una valoración rápida de las identidades y los niveles relativos de los radionucleidos presentes 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 los datos pueden ofrecer solo una indicación muy aproximada de la magnitud de la incorporación.

V.20. El tipo de muestra para bioanálisis que se seleccione dependerá no solo de la vía principal de excreción, determinada sobre la base de la forma fisicoquímica de la incorporación y del modelo biocinético para los elementos de que se trate, sino también de factores como la facilidad de la recogida, el análisis y la interpretación. Las muestras de orina son relativamente fáciles de obtener y analizar, y por lo general proporcionan información sobre la incorporación de radionucleidos en formas químicas que facilitan la entrada en la corriente sanguínea. En cambio, la incorporación de materiales insolubles se evalúa normalmente a partir de muestras fecales.

Orina

V.21. Una vez que los radionucleidos han entrado en la sangre y el sistema circulatorio, su eliminación del cuerpo suele ser a través de la orina. Esta contiene los desechos y otros compuestos, incluida el agua, que los riñones han extraído de la sangre por filtración y la vejiga ha almacenado por períodos de hasta varias horas antes de la evacuación. Debido a esta mezcla en la vejiga, los niveles de radionucleidos medidos en muestras de orina obtenidas poco después de una incorporación aguda deberían interpretarse con cautela. La vejiga debería vaciarse poco después de la incorporación, antes de tomar la segunda muestra y las muestras sucesivas. Todas las muestras deben analizarse.

V.22. Pasados los primeros días, las muestras de orina de 24 horas ofrecen, por lo general, la mejor base para evaluar la incorporación. En los casos en los que no se hayan obtenido muestras de 24 horas, la excreción total podrá estimarse por normalización con respecto al contenido de creatinina, los momentos de la toma de muestras (es decir, la duración del intervalo de muestreo efectivo), el volumen y la gravedad específica [221, 222]. La referencia [223] señala que los métodos basados en la creatinina y la normalización de la gravedad específica no proporcionan un nivel de confianza mayor que los que se basan en la normalización según los tiempos o el volumen, y entrañan mediciones (y costos) adicionales para los laboratorios.

V.23. En la monitorización rutinaria de radionucleidos con componentes de excreción rápida, debería tenerse en cuenta el día en que se tomaron las muestras, ya que puede haber diferencias importantes entre las muestras tomadas antes y después de períodos, incluso cortos, sin exposición.

V.24. En el caso de las incorporaciones de agua tritiada, la concentración de tritio en la orina es igual a la del agua corporal y puede utilizarse para evaluar el contenido en el cuerpo y la tasa de dosis, sin referencia a un modelo de excreción. En el anexo VI de la referencia [224] se describe un método de evaluación de dosis para las incorporaciones de agua tritiada.

Heces

V.25. Las muestras fecales contienen agua, restos celulares de las paredes del tubo digestivo, productos de desecho no absorbidos y transportados a lo largo del tubo gastrointestinal, con inclusión de materiales insolubles procedentes del pulmón, y productos metabólicos eliminados del hígado por la bilis. La masa y composición de cada evacuación fecal pueden ser muy variables y dependen

fuertemente de la alimentación. Por este motivo, para la estimación fiable de las tasas diarias de excreción fecal de radionucleidos se requieren, por lo general, muestras de todas las heces de un período de 3 o 4 días. Las muestras únicas deberían utilizarse, en la mayoría de los casos, solo con fines de cribado.

V.26. Para la monitorización de los trabajadores expuestos crónicamente a radionucleidos de período largo, lo ideal es tomar una muestra fecal después de una vacación (de por lo menos 10 días de ausencia del trabajo) y antes de la reintegración al entorno laboral. Estas mediciones hechas después de una vacación permiten diferenciar entre la fracción de radionucleidos inhalados que se eliminan rápidamente a través del tubo digestivo, y la eliminación más lenta de la actividad sistémica y los depósitos prolongados de radionucleidos en formas insolubles en el pulmón.

Aliento

V.27. La respiración es una vía de excreción importante solo para los pocos materiales que se exhalan de manera directa o se convierten metabólicamente en gases o líquidos volátiles. Sin embargo, en estos casos, el análisis de muestras del aire espirado puede ser una forma adecuada de medir la actividad de las excreciones, exenta de la mayoría de las otras fuentes de contaminación.

V.28. La medición del ^{220}Rn en el aliento ha sido utilizada en diversos Estados para determinar las incorporaciones de torio por los trabajadores de las actividades de extracción y procesamiento de minerales que contienen torio [225 a 230]. El ^{220}Rn del aliento se utiliza como medida del ^{224}Ra , y, por lo tanto, el ^{232}Th , presentes en el pulmón. La actividad del ^{220}Rn espirado se expresa como la actividad del radioisótopo padre ^{224}Ra libremente emanado que explicaría la concentración de ^{220}Rn medida junto a la boca de la persona. Este método es una forma relativamente barata y portátil de detectar los niveles moderados de torio inhalado en el cuerpo. Se han descrito dos métodos básicos para la medición del ^{220}Rn en el aliento:

- a) El primero, descrito, por ejemplo, en las referencias [225, 229], se basa en el sistema del ‘doble filtro’. El aire del pulmón se exhala en un cilindro dotado de filtros en ambos extremos. El ^{220}Rn espirado decae durante el tránsito a través del cilindro y sus descendientes quedan retenidos en el filtro de salida. Tras una espera de 5 h, para que decaigan los productos de desintegración, se mide la actividad α del filtro por recuento de partículas α .
- b) El segundo método, descrito, por ejemplo, en las referencias [227, 231], se basa en la recogida electrostática, en un disco de Mylar de carga negativa,

de un producto de la desintegración del ^{220}Rn , el ^{212}Pb , que en un 85 % a 88 % de los casos tiene carga positiva. Tras el período de recogida, se miden las desintegraciones α por espectrometría α de baja energía [228].

V.29. Una desventaja de la técnica del ^{220}Rn en el aire espirado es que las mediciones requieren la interrupción de cualquier trabajo que entrañe la exposición al torio después de la incorporación, para eliminar la actividad en la parte superior del aparato respiratorio y la posible presencia de descendientes de período corto del ^{220}Rn . El período de interrupción debería ser de por lo menos 12 h, pero preferiblemente de 72 h, que representan siete períodos de semidesintegración del ^{212}Pb .

V.30. Otro inconveniente más serio es que las mediciones requieren el conocimiento de la relación entre el ^{220}Rn exhalado, expresado como la actividad equivalente del ^{224}Ra emanada junto a la boca, y la cantidad de torio presente en el pulmón. Esta relación, conocida como tasa de emanación del ^{220}Rn , parece depender de la naturaleza de la contaminación con torio. La medición en el aire espirado debería calibrarse por referencia a mediciones *in vivo* de la carga de torio en el pulmón [232]. Para este procedimiento de calibración es necesario que haya trabajadores con cargas pulmonares de torio suficientemente grandes para ser detectadas mediante técnicas de recuento *in vivo*. Las estimaciones de la tasa de emanación del ^{220}Rn varían enormemente, entre un 3,7 % y un 20 % [225, 229, 230, 233 a 237]. Debido a esta amplia variación y a la incertidumbre conexas, el uso de la técnica del ^{220}Rn en el aire espirado es de limitado valor en la evaluación de dosis rutinaria.

Sangre

V.31. Las muestras de sangre son la fuente más directa para estimar los radionucleidos presentes en la circulación sistémica, pero no se utilizan frecuentemente debido a las restricciones médicas relacionadas con el muestreo. Los estudios de la concentración de torio en la sangre de trabajadores del sector de las arenas con minerales pesados de Australia Occidental y de las plantas de torio de la India se describen en las referencias [238, 239], respectivamente. Sin embargo, con solo contadas excepciones (como la detección de agua tritiada diluida, ^{59}Fe y ^{51}Cr en eritrocitos marcados), las muestras de sangre proporcionan muy poca información sobre la actividad sistémica total después de una incorporación. Esto se debe a la rápida eliminación de los radionucleidos de la corriente sanguínea y su depósito en los tejidos y órganos.

Secreciones nasales

V.32. Las secreciones y los frotis nasales no deberían utilizarse para evaluar la incorporación, pero pueden ser útiles para identificar los componentes de una mezcla de radionucleidos en la monitorización de una tarea o en una monitorización especial. Las secreciones y los frotis nasales pueden ayudar también a determinar si es necesario realizar muestreos y análisis adicionales, especialmente cuando pueda haber habido una exposición a emisores α , como los actínidos.

Muestras de tejidos

V.33. Para los depósitos localizados de radionucleidos de alta radiotoxicidad (por ejemplo, de elementos transuránicos) en una herida, suele ser aconsejable, previo asesoramiento médico, extirpar la zona contaminada poco después de la incorporación. El análisis radioquímico del tejido extirpado, realizado con métodos destructivos y no destructivos, puede proporcionar información sobre los radionucleidos y sus concentraciones relativas, ayudar a evaluar la absorción en la sangre, y determinar el curso de acción adecuado.

V.34. Otras muestras biológicas, como las de pelo y dientes, pueden utilizarse para evaluar las incorporaciones, pero en general no permiten una evaluación cuantitativa de las dosis.

Muestras de aire

V.35. Para los compuestos que se dispersan fácilmente en el aire, como los vapores y gases radiactivos (por ejemplo, el $^{14}\text{CO}_2$ y el agua tritiada), las muestras de los colectores de aire estáticos pueden dar una indicación razonable de los radionucleidos inhalados, especialmente en las salas pequeñas. Estos dispositivos pueden instalarse en posiciones fijas del lugar de trabajo, y tienen tasas de muestreo relativamente altas, por lo general de unos 20 L/min. Sin embargo, para otras fuentes, como las partículas resuspendidas, esas muestras pueden conducir a errores de un orden de magnitud o más en las estimaciones de la actividad del material inhalado, según las posiciones relativas de la fuente, el colector y el trabajador.

V.36. Para obtener muestras más representativas, puede utilizarse un colector de aire personal, un sistema alimentado con pilas que el trabajador lleva consigo y que toma muestras en la zona del aire espirado a un ritmo relativamente bajo, por lo general de 2 L/min. Sin embargo, incluso estas muestras pueden conducir a

una sobrestimación o subestimación de la incorporación, según los supuestos que se adopten con respecto al tamaño de las partículas del aerosol y a la frecuencia respiratoria.

V.37. Ambas formas de muestreo se basan en la retención de los radionucleidos del aire a su paso por un medio filtrante. Hasta cierto punto, este medio será específico del material que se desee recolectar. Por ejemplo, las partículas pueden retenerse con filtros de fibra gruesa, mientras que para el gas radón y los vapores de yodo se emplean lechos de carbón activado. El agua tritiada se puede recoger en trampas de agua.

Polvo suspendido en el aire

V.38. La eficiencia de muestreo del colector de aire debe tenerse en cuenta al evaluar la exposición interna. Los colectores de aire están diseñados para aplicar una convención de muestreo referente a un determinado tamaño de partícula, que se basa en los criterios de muestreo para la higiene industrial y se relaciona con la fracción del total de partículas suspendidas en el aire que se incluye en la muestra. Según esa convención de muestreo, hay tres fracciones de polvo que se pueden estudiar:

- a) La fracción de polvo inhalable, o la fracción del total de partículas en suspensión que entra en el cuerpo a través de la nariz o la boca durante la respiración. Comprende partículas con diámetros aerodinámicos inferiores a 100 μm aproximadamente.
- b) La fracción de polvo torácica, o la subfracción de la fracción inhalable que penetra en la región traqueoalveolar del pulmón. Comprende partículas con diámetros aerodinámicos de menos de 30 μm aproximadamente.
- c) La fracción de polvo respirable, o la subfracción de la fracción inhalable que penetra en la región alveolar del pulmón, incluidos los bronquiolos respiratorios y los conductos y sacos alveolares. Comprende partículas con diámetros aerodinámicos de menos de 10 μm aproximadamente.

V.39. En los lugares de trabajo con exposición debida a la presencia de radionucleidos de las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th en el polvo en suspensión, se aplican las siguientes consideraciones con respecto al equipo y las técnicas de muestreo del aire:

- a) Los muestreadores de aire subestiman típicamente la concentración de la actividad suspendida en el aire y, por lo tanto, la actividad inhalada. El grado de subestimación dependerá del DAMA y la desviación típica

geométrica del aerosol ambiental, de la carga de polvo en el aire y del tipo de muestreador utilizado [103]. La aplicación de un factor de corrección permite minimizar el grado de subestimación. Para un DAMA de 5 μm y una desviación típica geométrica de 2,5 (los valores por defecto recomendados en la referencia [133] para los lugares de trabajo en que se desconocen los valores reales), ese factor de corrección es de 1,18 en el caso de los muestreadores de la fracción inhalable, de 1,41 cuando se trata de la fracción torácica y de 2,5 para las muestras de la fracción respirable [103]. Sin embargo, el uso del factor de corrección adecuado no elimina toda la incertidumbre, porque el DAMA y la desviación típica geométrica varían según el lugar, el momento y las circunstancias de la producción de polvo, y no se conocen nunca con total precisión.

- b) La distribución por tamaño de partículas del aerosol también tiene un efecto importante en el coeficiente de dosis, lo que genera una fuente adicional de incertidumbre al evaluar la dosis efectiva debida a la inhalación de partículas. La dependencia del DAMA del coeficiente de dosis es especialmente marcada en el caso de las partículas de absorción pulmonar de tipo S. Para evaluar la dosis efectiva, debería seleccionarse un muestreador con una eficiencia de muestreo que corresponda en la mayor medida posible a la dependencia del DAMA de los coeficientes de dosis pertinentes [103].
- c) El conocimiento del tipo de absorción pulmonar debería utilizarse para determinar no solo el coeficiente de dosis más apropiado, sino también el tipo de muestreador capaz de reducir en la mayor medida posible el sesgo que pueda derivarse del conocimiento incompleto de la distribución del tamaño de las partículas [103].
- d) Los tipos preferidos de muestreo para minimizar el posible sesgo en la evaluación de la dosis efectiva son el muestreo de la fracción inhalable, para las partículas de absorción pulmonar de tipo F, y el muestreo de la fracción torácica, para las partículas de absorción pulmonar de tipo M y S [103]. Las partículas de absorción pulmonar de tipo M o S están presentes en muchas industrias que operan con material radiactivo natural. Sin embargo, por ahora los muestreadores de la fracción torácica no son tan fáciles de conseguir como los de la fracción inhalable, y en muchos casos no son adecuados para el recuento α , debido a que las partículas de polvo se recogen en espumas y no en filtros planos.
- e) La actividad α del material inhalado por los trabajadores puede subestimarse si existe una autoabsorción importante de las partículas α en partículas grandes o en capas múltiples o aglomerados de partículas más pequeñas depositados en el filtro. En estos casos, las cargas de polvo en los filtros pueden tener que restringirse en consecuencia. Hay distintos

tipos de medios filtrantes y colectores de muestreo disponibles. Cuando la concentración de polvo sea relativamente baja (de 1 a 2 mg/m³) y la toma de muestras se realice en un período de 4 a 6 h, el medio filtrante y el colector seleccionados no tendrán probablemente una importancia decisiva. En cambio, cuando la concentración de polvo sea relativamente alta (más de 3 mg/m³ aproximadamente) y la toma de muestras dure 8 h o más, la selección del equipo requerirá un examen más a fondo. Con algunos tipos de medios filtrantes, como el policloruro de vinilo, parte de la muestra se puede perder debido a que el polvo no se adhiere perfectamente a la superficie. En algunos tipos de colectores de monitorización, el polvo puede adherirse al interior de la pared, teniendo que ser retirado por lavado y añadido al material recogido en el filtro antes del análisis [25].

- f) En el caso de los radionucleidos que son emisores α , puede ser necesaria una espera entre la toma de la muestra y el recuento, para que decaigan los descendientes de período corto del ²²²Rn y el ²²⁰Rn que de lo contrario contribuirían a las cuentas de la muestra.

Radón

V.40. Los dispositivos de monitorización personal del radón y sus descendientes pueden ser pasivos o activos. Los pasivos son detectores de trazas nucleares de estado sólido que el trabajador lleva consigo por un período de tiempo apropiado. Tras la exposición, estos detectores de trazas son procesados por grabado químico o electroquímico. El procedimiento de grabado revela las trazas nucleares de las partículas α generadas por la desintegración del ²²²Rn. La densidad de las trazas es proporcional a la exposición acumulada causada por el ²²²Rn durante el período de uso. Los dispositivos activos entrañan el paso forzado de aire a través de un filtro de muestreo con ayuda de una bomba alimentada con pilas. Las emisiones α de los descendientes del ²²²Rn depositadas en el filtro pueden registrarse mediante:

- a) un disco detector de un dosímetro termoluminiscente, que proporciona información sobre la actividad α total;
- b) un detector de silicio de estado sólido, con los correspondientes componentes electrónicos, que también proporciona información sobre la actividad α total o sobre nucleidos específicos;
- c) un detector de trazas nucleares de estado sólido, que proporciona información sobre los distintos productos de desintegración del ²²²Rn.

V.41. En la monitorización del ²²²Rn en aire en el lugar de trabajo, la concentración se determina ya sea con una medición instantánea basada en una única muestra de

aire (denominada muestra al azar) o como una medición integrada en el tiempo. Las mediciones instantáneas se han hecho tradicionalmente con una celda de centelleo α (conocida comúnmente como celda de Lucas). En este método, se recoge una muestra de aire en una cámara detectora. La superficie interior de la cámara tiene un revestimiento de centelleo compuesto por una capa de sulfuro de zinc activado con plata. La muestra de aire se filtra para eliminar los descendientes del ^{222}Rn , de modo que solo entre a la cámara el radionucleido padre ^{222}Rn . A medida que el ^{222}Rn y los productos de su desintegración subsiguiente decaen y emiten partículas α , un fotomultiplicador montado encima de la cámara cuenta los centelleos producidos por el decaimiento α a un equilibrio conocido.

V.42. Hay también otras técnicas para la medición instantánea del ^{222}Rn . Entre ellas figuran la técnica de la cámara de ionización contadora de impulsos y la del colector de muestras de doble filtro. Esta última puede utilizarse para medir tanto el ^{222}Rn como el ^{220}Rn . En ella, se hace pasar aire a través de una cámara, después de haber eliminado los descendientes del ^{222}Rn y del ^{220}Rn mediante un filtro situado a la entrada. El decaimiento del ^{222}Rn y el ^{220}Rn durante el paso por la cámara genera productos de desintegración, que son retenidos por un filtro situado a la salida. El recuento de las emisiones α de los productos de desintegración adheridos al filtro de salida da el resultado, que permite calcular retrospectivamente las concentraciones iniciales de ^{222}Rn y ^{220}Rn . Las mediciones integradas en el tiempo pueden hacerse con detectores de trazas nucleares conocidos como copas de radón, con dosímetros termoluminiscentes, o con monitores pasivos del radón ambiental basados en un electreto.

V.43. También existen técnicas de monitorización ‘continua’. Estas técnicas no proporcionan realmente mediciones continuas, sino que se basan en un muestreo instantáneo frecuente, y son adaptaciones de los métodos de muestreo instantáneo arriba descritos, o utilizan otras técnicas específicas. El bombeo activo o la difusión del gas radón hacia el volumen sensible de una cámara de alta tensión permiten el depósito del creciente número de descendientes del radón de carga positiva en la superficie de un detector de barrera de superficie de silicio, para su posterior estudio por espectroscopia α . Este método separa el ^{222}Rn del ^{220}Rn . Hay instrumentos portátiles bastante robustos y ligeros, que se utilizan ampliamente en sitios de extracción minera, como las minas subterráneas. Estos instrumentos portátiles pueden dotarse de alarmas, que se activan cuando se supera una concentración de ^{222}Rn especificada.

V.44. La monitorización del lugar de trabajo destinada a medir los productos de desintegración de período corto del ^{222}Rn se efectúa haciendo pasar el aire por un filtro que retiene los radionucleidos descendientes. Debido a los breves

períodos de semidesintegración de los descendientes del ^{222}Rn , el recuento de la actividad α o β en el filtro debería realizarse durante el muestreo, o muy poco después.

V.45. Al igual que en el caso de las concentraciones de gas de ^{222}Rn , la monitorización de los descendientes del ^{222}Rn puede realizarse ya sea mediante mediciones instantáneas o mediante mediciones a lo largo de un tiempo dado. Gracias al desarrollo de técnicas de muestreo y análisis automatizadas, han aparecido en el mercado instrumentos de monitorización semicontinua, con mediciones integradas, y de monitorización continua. En algunos instrumentos que realizan una espectroscopia α o β , los datos en bruto pueden almacenarse dentro del instrumento de manera ininterrumpida y descargarse posteriormente para determinar, mediante su procesamiento, las concentraciones de los distintos radionucleidos a lo largo del tiempo.

V.46. Los instrumentos y métodos de recuento empleados para medir las concentraciones de ^{222}Rn y sus descendientes pueden, al menos en principio, adaptarse para que midan las concentraciones de ^{220}Rn y sus descendientes, con ciertas limitaciones. Algunos instrumentos de monitorización continua miden el ^{220}Rn y sus descendientes. Para la monitorización personal pueden utilizarse detectores de trazas nucleares integradores. Un tipo de dosímetro α personal registra las emisiones α del ^{212}Po por separado, permitiendo la medición directa de los descendientes del ^{220}Rn .

Muestras de superficies

V.47. Debido a que la modelización de la transferencia de radionucleidos de las superficies al organismo es particularmente incierta, las muestras de las concentraciones de radionucleidos en las superficies se utilizan principalmente para detectar la posibilidad de incorporaciones importantes y determinar la necesidad de una monitorización individual. Esas muestras pueden indicar también las cantidades relativas de diversos radionucleidos en una mezcla y la presencia de posibles radionucleidos no detectados en una muestra de bioanálisis.

V.48. Las muestras de superficies se obtienen generalmente frotando una zona definida de una superficie con determinados materiales, como el papel de filtro o los hisopos de algodón. Estos materiales se han seleccionado porque son capaces de recoger los contaminantes que podrían estar presentes en la superficie para su análisis posterior. La eficiencia de la recogida debería determinarse para cada situación particular, teniendo en cuenta el tipo de superficie y el material utilizado,

pero, para el caso de un hisopo húmedo y una superficie moderadamente porosa, se presupone típicamente una eficiencia del orden del 10 %.

Manipulación de las muestras

V.49. La manipulación de las muestras que se utilizarán para evaluar la exposición interna debería realizarse con especial cuidado, en primer lugar para evitar la transferencia de la contaminación radiactiva o biológica y, en segundo lugar, para establecer una trazabilidad que vincule el resultado analítico con la muestra original, como exige el programa de garantía de calidad.

V.50. En lo que respecta al posible peligro de contaminación, deberían tenerse en cuenta tanto los contaminantes radiactivos como los biológicos. Las muestras biológicas pueden contener agentes patógenos, como bacterias y virus. Mientras la muestra completa no se haya convertido en cenizas o esterilizado de otra manera, esos agentes podrían estar activos. Todas las muestras deberían almacenarse a baja temperatura, preferiblemente congeladas, hasta su análisis. Este tratamiento también reducirá la degradación biológica no deseada de ciertos materiales, como el tritio ligado orgánicamente, para los cuales la forma molecular es un factor importante que debería tomarse en consideración en el análisis ulterior. Otra manera de evitar la degradación es tratar la muestra con ácido.

V.51. Para establecer la trazabilidad, debería mantenerse una cadena de custodia en que cada paso de la obtención, el transporte y el análisis de las muestras se acompañe de la creación de documentación que describa y verifique las transferencias efectuadas.

V.52. Para tener la certeza de que la actividad medida en la muestra es representativa de la actividad eliminada del cuerpo únicamente, la orina, las heces y otras muestras biológicas no deberían recogerse en zonas contaminadas con materiales radiactivos. La muestra debe marcarse de manera clara, indicando la identidad del trabajador y la fecha y hora en que se tomó.

V.53. Los responsables de las decisiones sobre el tipo o los tipos de análisis a los que se someterá la muestra deberían estar informados de las zonas en que el trabajador pueda haber estado expuesto, especialmente si es probable que la muestra presente altos niveles de actividad, como en el caso de las monitorizaciones especiales. También es importante que los responsables tengan conocimiento del uso de cualquier medicamento o tratamiento que pueda interferir con el análisis de la muestra o su interpretación.

Métodos de análisis

V.54. El análisis de las muestras biológicas o físicas entraña la detección y cuantificación de las emisiones producidas por los radionucleidos presentes con instrumentos apropiados. En muchos casos, hay que separar primero los radionucleidos de la matriz de la muestra para lograr una detección sensible y reproducible. Cuando los detectores no puedan discriminar entre radionucleidos con emisiones parecidas (como en el caso de algunos actínidos), las muestras deberían someterse a una separación química de los elementos antes del recuento.

Detección

V.55. Los instrumentos utilizados para la evaluación radiométrica pueden dividirse en tres clases, según lo que midan: las partículas α , las partículas β o las emisiones de fotones.

V.56. Las partículas α pueden detectarse con diversas técnicas, cada una de las cuales tiene ventajas y desventajas. En las formas más simples de recuento total, la actividad α global se mide con un detector de sulfuro de cinc o un contador proporcional de flujo de gas. Estos métodos son eficientes, pero no discriminan entre partículas α con energías diferentes y no son capaces de identificar o cuantificar los distintos radionucleidos de una mezcla. La separación radioquímica de los radionucleidos (véase el párrafo V.63), seguida de una espectroscopia α con detectores de silicio, permite cuantificar los distintos radionucleidos, si sus energías son suficientemente diferentes. Por lo general se necesitan tiempos de recuento prolongados para obtener la sensibilidad adecuada. La aplicación rutinaria del análisis radiométrico de los radionucleidos de los filtros de muestreo de aire difícilmente será rentable, porque ese análisis requiere tiempo y es caro. Pero, como procedimiento no rutinario, es posible retener los filtros, acumularlos por períodos más largos y someterlos a una determinación de la actividad con estas técnicas analíticas más sensibles, para obtener la incorporación total de los distintos radionucleidos durante ese período mayor.

V.57. Las actividades industriales que entrañan la presencia de material radiactivo natural pueden producir partículas de polvo que contengan radionucleidos emisores α de la serie radiactiva del ^{238}U y/o del ^{232}Th . Con respecto a la detección de esta actividad α en los filtros de muestreo de aire, deben tenerse en cuenta las siguientes consideraciones:

- a) Si el material radiactivo natural no se ha sometido a un tratamiento químico o térmico, es poco probable que el equilibrio de las series radiactivas del ^{238}U

y el ^{232}Th esté alterado significativamente en las nuevas partículas de polvo generadas. Aparte del posible escape posterior del ^{222}Rn o el ^{220}Rn de las partículas de polvo capturadas (véase el apartado c)), podrá suponerse en general, al analizar los filtros de muestreo de aire por recuento α total, que la muestra está en condiciones de equilibrio.

- b) Si el material radiactivo natural se ha sometido a un tratamiento químico o térmico, no podrá presuponerse que las partículas de polvo suspendidas en el aire estén en condiciones de equilibrio y, por lo tanto, deberá determinarse la composición por radionucleidos antes de poder analizar los filtros de muestreo de aire por recuento α total.
- c) Es posible que una parte del ^{222}Rn o el ^{220}Rn escape de las partículas de polvo capturadas entre el momento del muestreo y el del análisis. Estudios realizados con partículas de polvo mineral indican que la pérdida de ^{222}Rn y ^{220}Rn podría ser de entre cero y un 50 % [240]. Para las partículas de polvo generadas por minerales con coeficientes de emanación de ^{222}Rn o ^{220}Rn muy bajos, como el circón y la monacita, debería presuponerse una pérdida cero de ^{222}Rn o ^{220}Rn . En el caso de las partículas de polvo relacionadas con otros minerales, como las menas de uranio o de uranio y torio, deberá preverse una cierta pérdida de ^{222}Rn o ^{220}Rn . Para las partículas de polvo en que las series radiactivas del ^{238}U y el ^{232}Th estén en equilibrio en el momento del muestreo, la actividad α total medida debería multiplicarse por un factor de corrección de entre 1 y 1,23, a fin de tener en cuenta la pérdida de ^{222}Rn o ^{220}Rn y de sus descendientes de período corto. Para una pérdida típica del 25 % del ^{222}Rn o el ^{220}Rn [241], debería utilizarse un factor de corrección de alrededor de 1,10.

V.58. Las partículas β se detectan habitualmente mediante recuento por centelleo líquido, especialmente cuando se trata de emisores β de baja energía. En algunos casos es posible separar dos o más emisores β de una mezcla, como el tritio, el ^{14}C y el ^{32}P , estableciendo intervalos de energía en la respuesta del detector. La actividad β total de los emisores β de alta energía depositados en láminas o filtros puede medirse aproximadamente con contadores proporcionales de flujo de gas. Las partículas β de energía alta se pueden detectar por conteo de la radiación de Cherenkov con un espectrómetro de centelleo líquido.

V.59. Para determinar las concentraciones de los distintos descendientes del ^{222}Rn en un filtro se utiliza comúnmente la espectroscopia α y/o β . Una técnica de espectroscopia α - β emplea un detector de silicio planar implantado sometido a pasivación. Hay diversos métodos de recuento que se pueden emplear, y la elección dependerá de la cantidad de información que se necesite sobre los distintos descendientes del ^{222}Rn . El conteo puede efectuarse una sola vez

(métodos de recuento único) o en una secuencia a intervalos establecidos a partir del momento del muestreo (métodos de recuento doble y triple). Resolviendo las ecuaciones correspondientes a la desintegración de los radionucleidos y el aumento de sus descendientes, pueden determinarse ya sea la actividad total de los productos de desintegración del ^{222}Rn o las actividades de los distintos descendientes por separado.

V.60. Las emisiones de fotones de las muestras físicas o biológicas se detectan generalmente por espectrometría γ convencional.

V.61. También existen técnicas no radiométricas. Por ejemplo, las técnicas basadas en la luminiscencia, como la fluorimetría ultravioleta y el análisis cinético de fosforescencia, sirven para la valoración del uranio, independientemente del grado de enriquecimiento. En las mediciones bioanalíticas a límites de detección bajos, la espectrometría de masas con plasma acoplado por inducción tiene ventajas importantes en cuanto a la exactitud, la velocidad y la preparación de la muestra para la determinación del uranio y el torio en la orina [242], al igual que la espectrometría de masas de ionización térmica en el caso del ^{239}Pu [243]. Otras técnicas, como el análisis por trazas de fisión y el análisis por activación neutrónica, pueden emplearse para medir radionucleidos específicos, pero llevan tiempo y son caras y solo se necesitan en circunstancias especiales.

V.62. Los tiempos de recuento de todos los métodos mencionados en los párrafos V.55 a V.61 dependerán de la actividad de la muestra, el equipo de medición empleado y la precisión requerida.

Separación radioquímica

V.63. En muchos casos, los radionucleidos deberán separarse de la matriz de la muestra, o de los isótopos radiactivos de otros elementos, antes del recuento, para poder cuantificar la actividad de manera fiable. Este proceso depende en gran medida de los elementos que se deban separar, pero normalmente incluye la preparación y concentración previa de las muestras, la purificación, la preparación de la fuente y la determinación del rendimiento. En general, se pueden aplicar diversos enfoques para aislar un radionucleido específico de las fuentes de interferencia y mejorar así su detección. Un elemento esencial del proceso es asegurar la trazabilidad de la recuperación del radionucleido en cada paso, a fin de que el resultado final permita determinar de modo fiable la concentración en la muestra inicial. Deberían prepararse muestras inactivas adecuadas para medir la radiación de fondo.

REFERENCIAS

- [1] COMUNIDAD EUROPEA DE LA ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *Principios fundamentales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SF-1, OIEA, Viena, 2007.
- [2] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, COMISIÓN EUROPEA, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 3, OIEA, Viena, 2016.
- [3] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, *Las Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, Publicación 103*, Sociedad Española de Protección Radiológica, con la autorización de la ICRP, Senda Editorial S.A., Madrid, 2008.
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Justificación de las prácticas, incluida la imagenología humana con fines no médicos, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSG-5, OIEA, Viena, 2018.
- [5] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Liderazgo y gestión en pro de la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 2, OIEA, Viena, 2017.
- [6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Aplicación del sistema de gestión de instalaciones y actividades, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GS-G-3.1, Viena, 2016.
- [7] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Directrices relativas a los sistemas de gestión de la seguridad y la salud en el trabajo*, ILO-OSH 2001, OIT, Ginebra, 2002.
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, *Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation (Revised)*, ICRU Report 85, ICRU, Bethesda, MD (2011).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation*, Publication 74, Pergamon Press, Oxford and New York (1996).

- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, ICRU Report 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [11] BEHRENS, R., DIETZE, G., Monitoring the eye lens: Which dose quantity is adequate? *Phys. Med. Biol.* **55** (2010) 4047–4062.
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [13] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers, Publication 78, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Compendium of Dose Coefficients Based on ICRP Publication 60, Publication 119, Elsevier (2012).
- [15] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, *Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica 1990, Publicación 60*, SEPR con la autorización de la ICRP, EDICOMPLET S.A., Madrid, 1995.
- [16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3, Publication 137, SAGE (2017).
- [17] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, *Optimización de la protección radiológica en el control de la exposición ocupacional, Colección de Informes de Seguridad* N° 21, OIEA, Viena, 2004.
- [18] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Evaluación de la seguridad de las instalaciones y actividades, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° GSR Part 4 (Rev. 1), Viena, 2018.
- [19] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad de los generadores de radiación y de las fuentes radiactivas selladas, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.10, OIEA, Viena, 2009.
- [20] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, NEA No. 6399, OECD, Paris (2009).
- [21] 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, Oficina de Publicaciones Oficiales de las Comunidades Europeas, Luxemburgo, 1996.
- [22] OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, *Creación de competencia en materia de protección radiológica y uso seguro de las fuentes de radiación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.4, OIEA, Viena, 2010.

- [23] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2008) Annex B.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessing the Need for Radiation Protection Measures in Work Involving Minerals and Raw Materials, Safety Reports Series No. 49, IAEA, Vienna (2006).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Production of Rare Earths from Thorium Containing Minerals, Safety Reports Series No. 68, IAEA, Vienna (2011).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Management of Radioactive Waste in the Oil and Gas Industry, Safety Reports Series No. 34, IAEA, Vienna (2003).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Titanium Dioxide and Related Industries, Safety Reports Series No. 76, IAEA, Vienna (2012).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Management of NORM Residues in the Phosphate Industry, Safety Reports Series No. 78, IAEA, Vienna (2013).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and NORM Residue Management in the Zircon and Zirconia Industries, Safety Reports Series No. 51, IAEA, Vienna (2007).
- [30] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, COMISIÓN PREPARATORIA DE LA ORGANIZACIÓN DEL TRATADO DE PROHIBICIÓN COMPLETA DE LOS ENSAYOS NUCLEARES, OFICINA DE COORDINACIÓN DE ASUNTOS HUMANITARIOS DE LAS NACIONES UNIDAS, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE POLICÍA CRIMINAL (INTERPOL), ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, ORGANIZACIÓN METEOROLÓGICA MUNDIAL, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE, *Preparación y respuesta para casos de emergencia nuclear o radiológica, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 7*, OIEA, Viena, 2018.
- [31] OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA ALIMENTACIÓN Y LA AGRICULTURA, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, *Criterios aplicables a la preparación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear o radiológica, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSG-2*, OIEA, Viena, 2013.

- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Generic Procedures for Medical Response during a Nuclear or Radiological Emergency, EPR-Medical 2005, IAEA, Vienna (2005).
- [33] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, *Dosimetría citogenética: Aplicaciones en materia de preparación y respuesta a las emergencias radiológicas, Colección de Preparación y Respuesta para Casos de Emergencia*, EPR-BIODOSIMETRY 2011, OIEA, Viena, 2014.
- [34] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Proceso de rehabilitación de zonas afectadas por actividades y accidentes pasados, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° WS-G-3.1*, OIEA, Viena, 2009.
- [35] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2006 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. II, United Nations, New York (2009) Annex E.
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Radiation Protection against Radon in Workplaces other than Mines, Safety Reports Series No. 33, IAEA, Vienna (2003).
- [37] ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *Manual de la OMS sobre el radón en interiores: una perspectiva de salud pública*, OMS, Ginebra, 2015.
- [38] EUROPEAN COMMISSION, Cosmic Radiation Exposure of Aircraft Crew: Compilation of Measured and Calculated Data, Radiation Protection 140, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (2004).
- [39] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Protection Guidance for Activities in Low-Earth Orbit, NCRP Report No. 132, NCRP, Bethesda, MD (2000).
- [40] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Operational Radiation Safety Program for Astronauts in Low-Earth Orbit: A Basic Framework, NCRP Report No. 142, NCRP, Bethesda, MD (2002).
- [41] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Assessment of Radiation Exposure of Astronauts in Space, Publication 123, Elsevier (2013).
- [42] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to the Embryo and Fetus from Intakes of Radionuclides by the Mother, Publication 88, Pergamon Press, Oxford and New York (2002). (Supporting CD-ROM CD2, Database of Dose Coefficients: Embryo and Fetus).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Doses to Infants from Ingestion of Radionuclides in Mothers' Milk, Publication 95, Elsevier (2004). (Supporting CD-ROM CD3, Database for Dose Coefficients: Dose to Infants from Mothers' Milk).
- [44] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection of Itinerant Workers, Safety Reports Series No. 84, IAEA, Vienna (2015).
- [45] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Electronic Counting Dosimeters for Pulsed Fields of Ionizing Radiation, IEC TS 62743:2012, IEC, Geneva (2012).

- [46] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiation, NCRP Report No. 122, NCRP, Bethesda, MD (1995).
- [47] JÄRVINEN, H., et al., Comparison of double dosimetry algorithms for estimating the effective dose in occupational dosimetry of interventional radiology staff, *Radiat. Prot. Dosim.* **131** (2008) 80–86.
- [48] ATOMIC ENERGY COMMISSION, “Report of EURADOS CONRAD WP7/SG 2: Double dosimetry with recommendations”, Radiation Protection Dosimetry in Medecine: Report of the Working Group No. 9 of the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS) Coordinated Network for Radiation Dosimetry (CONRAD — Contract EC No. FP6-12684), CEA-R-6220, Commissariat à l’énergie atomique, Gif-sur-Yvette (2009) 59–77.
- [49] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiological Protection: Procedures for Monitoring the Dose to the Lens of the Eye, the Skin and the Extremities, ISO 15382:2015, ISO, Geneva (2015).
- [50] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye, IAEA-TECDOC-1731, IAEA, Vienna (2013).
- [51] MANGER, R.P., BELLAMY, M.B., ECKERMANN, K.F., Dose conversion coefficients for neutron exposure to the lens of the human eye, *Radiat. Prot. Dosim.* **148** (2012) 507–513.
- [52] BEHRENS, R., “Monitoring the eye lens”, Living with Radiation — Engaging with Society (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [53] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Dosimetry for Exposures to Cosmic Radiation in Civilian Aircraft, Part 1: Conceptual Basis for Measurements, ISO 20785-1:2012, ISO, Geneva (2012).
- [54] *Ibid.*, Part 2: Characterization of Instrument Response, ISO 20785-2:2011 (2011).
- [55] *Ibid.*, Part 3: Measurements at Aviation Altitudes, ISO 20785-3:2015 (2015).
- [56] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [57] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources: Part II, ICRU Report 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [58] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations, ICRU Report 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [59] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Operational Dose Equivalent Quantities for Neutrons, ICRU Report 66, ICRU, Bethesda, MD (2001).

- [60] EUROPEAN COMMISSION, Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation, Radiation Protection 160, Office of the European Union, Luxembourg (2009).
- [61] SCHUHMACHER, H., et al., Evaluation of Individual Dosimetry in Mixed Neutron and Photon Radiation Fields, PTB-N-49, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (2006).
- [62] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Determination of the Characteristic Limits (Decision Threshold, Detection Limit and Limits of the Confidence Interval) for Measurements of Ionizing Radiation: Fundamentals and Application, ISO 11929:2010, ISO, Geneva (2010).
- [63] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).
- [64] BOEHM, J., “Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring”, Intercomparison for Individual Monitoring (Proc. IAEA Research Coordination Mtg Vienna, 1989), PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.
- [65] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, International Vocabulary of Metrology: Basic and General Concepts and Associated Terms (VIM), JCGM 200:2008, JCGM (2008).
- [66] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, JCGM 100:2008, JCGM (2008).
- [67] JOINT COMMITTEE FOR GUIDES IN METROLOGY, Evaluation of Measurement Data: An Introduction to the “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement” and Related Documents, JCGM 104:2009, JCGM (2009).
- [68] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Uncertainty of Measurement, Part 1: Introduction to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO/IEC Guide 98-1:2009, ISO, Geneva (2009).
- [69] *Ibid.*, Part 3: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO/IEC Guide 98-3:2008 (2008).
- [70] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement Quality Assurance for Ionizing Radiation Dosimetry, ICRU Report 76, ICRU, Bethesda, MD (2006).
- [71] EUROPEAN COOPERATION FOR ACCREDITATION, Expression of the Uncertainty of Measurement in Calibration, EA-4/02 M, EA, Paris (1999).
- [72] TAYLOR, B.N., KUYATT, C.E., Guidelines for Evaluating and Expressing the Uncertainty of NIST Measurement Results, NIST Technical Note 1297, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD (1994).
- [73] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Determination of Uncertainty in Measurement, IEC TR 62461:2015, IEC, Geneva (2015).

- [74] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO 4037-1:1996, ISO, Geneva (1996).
- [75] *Ibid.*, Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges from 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO 4037-2:1997 (1997).
- [76] *Ibid.*, Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Measurement of Their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO 4037-3:1999 (1999).
- [77] *Ibid.*, Part 4: Calibration of Area and Personal Dosimeters in Low Energy X Reference Radiation Fields, ISO 4037-4:2004 (2004).
- [78] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Nuclear Energy: Reference Beta-particle Radiation, Part 1: Methods of Production, ISO 6980-1:2006, ISO, Geneva (2006).
- [79] *Ibid.*, Part 2: Calibration Fundamentals Related to Basic Quantities Characterizing the Radiation Field, ISO 6980-2:2004 (2004).
- [80] *Ibid.*, Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Determination of Their Response as a Function of Beta Radiation Energy and Angle of Incidence, ISO 6980-3:2006 (2006).
- [81] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Reference Neutron Radiations, Part 1: Characteristics and Methods of Production, ISO 8529-1:2001, ISO, Geneva (2001).
- [82] *Ibid.*, Part 2: Calibration Fundamentals of Radiation Protection Devices Related to the Basic Quantities Characterizing the Radiation Field, ISO 8529-2:2000 (2000).
- [83] *Ibid.*, Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and Determination of Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO 8529-3:1998 (1998).
- [84] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Measurement of Personal Dose Equivalents $H_p(10)$ and $H_p(0.07)$ for X, Gamma, Neutron and Beta Radiations — Direct Reading Personal Dose Equivalent Meters, IEC 61526:2010, IEC, Geneva (2010).
- [85] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Passive Integrating Dosimetry Systems for Personal and Environmental Monitoring of Photon and Beta Radiation, IEC 62387:2012, IEC, Geneva (2012).
- [86] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Passive Neutron Dosimetry Systems, Part 1: Performance and Test Requirements for Personal Dosimetry, ISO 21909-1:2015, ISO, Geneva (2015).
- [87] BEHRENS, R., On the operational quantity $H_p(3)$ for eye lens dosimetry, J. Radiol. Prot. **32** (2012) 455–464.
- [88] BEHRENS, R., et al., $H_p(0.07)$ photon dosimeters for eye lens dosimetry: Calibration on a rod vs a slab phantom, Radiat. Prot. Dosim. **148** (2011) 139–142.
- [89] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, Publication 116, Elsevier (2010).

- [90] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, COMISIÓN ELECTROTÉCNICA INTERNACIONAL, *Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración*, ISO/IEC 17025:2017, ISO, Ginebra, 2017.
- [91] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Criteria and Performance Limits for the Periodic Evaluation of Processors of Personal Dosimeters for X and Gamma Radiation, ISO 14146:2000, ISO, Geneva (2000).
- [92] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Installed Dose Rate Meters, Warning Assemblies and Monitors — X and Gamma Radiation of Energy between 50 keV and 7 MeV, IEC 60532:2010, IEC, Geneva (2010).
- [93] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Nuclear Power Plants: Instrumentation and Control Important to Safety — Classification of Instrumentation and Control Functions, IEC 61226:2009, IEC, Geneva (2009).
- [94] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Ambient and/or Directional Dose Equivalent (Rate) Meters and/or Monitors for Beta, X and Gamma Radiation, Part 1: Portable Workplace and Environmental Meters and Monitors, IEC 60846-1:2009, IEC, Geneva (2009).
- [95] *Ibid.*, Part 2: High Range Beta and Photon Dose and Dose Rate Portable Instruments for Emergency Radiation Protection Purposes, IEC 60846-2:2015 (2015).
- [96] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Neutron Ambient Dose Equivalent (Rate) Meters, IEC 61005:2014, IEC, Geneva (2014).
- [97] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Transportable, Mobile or Installed Equipment to Measure Photon Radiation for Environmental Monitoring, IEC 61017:2016, IEC, Geneva (2016).
- [98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (2000).
- [99] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Reference Radiation Fields: Simulated Workplace Neutron Fields, Part 1: Characteristics and Methods of Production, ISO 12789-1:2008, ISO, Geneva (2008).
- [100] *Ibid.*, Part 2: Calibration Fundamentals Related to the Basic Quantities, ISO 12789-2:2008 (2008).
- [101] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 1–8.
- [102] SWINTH, K.L., SISK, D.R., Recent developments and performance of survey instruments for the monitoring of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **39** (1991) 149–156.
- [103] VAN DER STEEN, J., et al., Strategies and Methods for Optimisation of Protection against Internal Exposures of Workers from Industrial Natural Sources (SMOPIE), NRG Report 20790/04.60901, Nuclear Research Group, Petten (2004).

- [104] ETHERINGTON, G., et al., “OMINEX: Development of guidance on monitoring for internal exposure”, Widening the Radiation Protection World (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2004) 359–369.
- [105] EUROPEAN COMMISSION, Optimisation of Monitoring for Internal Exposure (OMINEX),
https://cordis.europa.eu/publication/rcn/8870_en.html
- [106] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Monitoring of Workers Occupationally Exposed to a Risk of Internal Contamination with Radioactive Material, ISO 20553:2006, ISO, Geneva (2006).
- [107] LIPSZTEIN, J.L., GRYNSPAN, D., DANTAS, B.M., BERTELLI, L., WRENN, M.E., Thorium exposure: Problems in bioassay interpretation, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **156** (1992) 389–400.
- [108] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Dose Assessment for the Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure, ISO 27048:2011, ISO, Geneva (2011).
- [109] CASTELLANI, C.M., et al., IDEAS Guidelines (Version 2) for the Estimation of Committed Doses from Incorporation Monitoring Data, EURADOS Report 2013-01, European Radiation Dosimetry, Braunschweig (2013).
- [110] STRADLING, N., HODGSON, A., PHIPPS, A.W., FELL, T.P., ETHERINGTON, G., “Can low doses from inhaled natural thorium be confirmed by personal monitoring?”, Health Effects of Incorporated Radionuclides: Emphasis on Radium, Thorium, Uranium and their Daughter Products (Proc. 9th Int. Conf. Neuherberg, 2004), GSF–National Research Center for Environment and Health, Neuherberg (2005) 261–268.
- [111] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Direct Determination of the Body Content of Radionuclides, ICRU Report 69, ICRU, Bethesda, MD (2005).
- [112] WEISE, K., et al., Bayesian decision threshold, detection limit and confidence limits in ionising-radiation measurement, *Radiat. Prot. Dosim.* **121** (2006) 52–63.
- [113] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Radiation Protection: Performance Criteria for Radiobioassay, ISO 28218:2010, ISO, Geneva (2010).
- [114] CURRIE, L.A., Limits for qualitative detection and quantitative determination: Application to radiochemistry, *Anal. Chem.* **40** (1968) 586–593.
- [115] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection, ICRU Report 48, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [116] KRAMER, G.H., BURNS, L., NOEL, L., The BRMD BOMAB phantom family, *Health Phys.* **61** (1991) 895–902.
- [117] THIEME, M., HUNT, E.L., KÖNIG, K., SCHMITT-HANNIG, A., GÖDDE, R., European whole body counter measurement intercomparison, *Health Phys.* **74** (1998) 465–471.

- [118] COHEN, N., SPITZ, H.B., WRENN, M.E., Estimation of skeletal burden of ‘bone-seeking’ radionuclides in man from in vivo scintillation measurements of the head, *Health Phys.* **33** (1977) 431–441.
- [119] NEWTON, D., et al., “The Livermore phantom as a calibration standard in the assessment of plutonium in lungs”, *Assessment of Radioactive Contamination in Man 1984 (Proc. Int. Symp. Paris, 1984), IAEA, Vienna (1985)* 183–199.
- [120] PALMER, H.E., BREITENSTEIN, B.D., DURBIN, P.W., HEID, K.R., McINROY, J.F., “Calibration of whole body counters for transuranic radionuclides by using total-body donations to the United States transuranium registry”, *Ibid.*, 201.
- [121] HICKMAN, D.P., COHEN, N., Reconstruction of a human skull calibration phantom using bone sections from an ^{241}Am exposure case, *Health Phys.* **55** (1988) 59–65.
- [122] NETON, J., A Method for the In Vivo Measurement of Americium-241 at Long Times Post-Exposure, PhD Thesis, New York Univ. (1988).
- [123] KRAMER, G.H., GAMARNIK, K., NOËL, L., BURNS, L., MEYERHOF, D., The BRMD thyroid-neck phantom: Design and construction, *Health Phys.* **71** (1996) 211–214.
- [124] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., SUNG, J., The LLNL voxel phantom: Comparison with the physical phantom and previous virtual phantoms, *Health Phys.* **93** (2007) 696–700.
- [125] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., The StandFast whole body counter: Efficiency as a function of BOMAB phantom size and energy modeled by MCNP5, *Health Phys.* **92** (2007) 290–296.
- [126] KRAMER, G.H., CAPELLO, K., Effect of lung volume on counting efficiency: A Monte Carlo investigation, *Health Phys.* **88** (2005) 357–363.
- [127] FRANCK, D., Potential of modern technologies for improving internal exposure monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 233–239.
- [128] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure, Safety Reports Series No. 18, IAEA, Vienna (2000).
- [129] MILLER, G., Statistical modelling of Poisson/log-normal data, *Radiat. Prot. Dosim.* **124** (2007) 155–163.
- [130] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 68, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).
- [131] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Statement on Radon, ICRP Referencia 00/902/09, ICRP, Ontario (2009).
- [132] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, Vol. I: Sources, United Nations, New York (2000).
- [133] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, Publication 66, Pergamon Press, Oxford and New York (1994).

- [134] HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Detection systems for monitoring intakes of actinides at Trombay, *Radiat. Prot. Dosim.* **51** (1994) 47–58.
- [135] 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** (1995) 15–24.
- [136] GUILMETTE, R.A., MUGGENBURG, B.A., Modelling the effect of continuous infusion DTPA therapy on the retention and dosimetry of inhaled actinides, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 359–364.
- [137] PIECHOWSKI, J., et al., Model and practical information concerning the radiotoxicological assessment of a wound contaminated by plutonium, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 265–270.
- [138] JECH, J.J., ANDERSEN, B.V., HEID, K.R., Interpretation of human urinary excretion of plutonium for cases treated with DTPA, *Health Phys.* **22** (1972) 787–792.
- [139] HALL, R.M., PODA, G.A., FLEMING, R.R., SMITH, J.A., A mathematical model for estimation of plutonium in the human body from urine data influenced by DTPA therapy, *Health Phys.* **34** (1978) 419–431.
- [140] LA BONE, T., A Comparison of Methods Used to Evaluate Intakes of Transuranics Influenced by Chelation Therapy, WSRC-MS-2002-00417 (2002).
- [141] BAILEY, B.R., ECKERMAN, K.F., TOWNSEND, L.W., An analysis of a puncture wound case with medical intervention, *Radiat. Prot. Dosim.* **105** (2003) 509–512.
- [142] FRITSCH, P., et al., Modelling of bioassay data from a Pu wound treated by repeated DTPA perfusions: Biokinetics and dosimetric approaches, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 120–124.
- [143] JAMES, A.C., SASSER, L.B., STUIT, D.B., GLOVER, S.E., CARBAUGH, E.H., USTUR whole body Case 0269: Demonstrating effectiveness of IV Ca-DTPA for Pu, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 449–455.
- [144] BREUSTEDT, B., et al., “Modeling of DTPA decorporation therapy: Still puzzling after all these years”, *Living with Radiation — Engaging with Society* (Proc. 13th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Glasgow, 2012), IRPA, Fontenay-aux-Roses (2012).
- [145] BIRCHALL, A., PUNCHER, M., MARSH, J.W., Avoiding biased estimates of dose when nothing is known about the time of intake, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 343–346.
- [146] PUNCHER, M., BIRCHALL, A., Estimating uncertainty on internal dose assessments, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 544–547.
- [147] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY, A Review of Criticality Accidents: 2000 Revision, LA-13638, LANL, Los Alamos, NM (2000).
- [148] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [149] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Cantidades peligrosas de materiales radiactivos (valores D)*, Colección de Preparación y Respuesta en Caso de Emergencia, EPR-D-VALUES-2006, OIEA, Viena, 2010.

- [150] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 573–592.
- [151] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Retrospective Assessment of Exposures to Ionising Radiation, ICRU Report 68, ICRU, Bethesda, MD (2002).
- [152] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication 59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [153] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Measurement of Radioactivity: Measurement and Evaluation of Surface Contamination, Part 1: General Principles, ISO 7503-1:2016, ISO, Geneva (2016).
- [154] *Ibid.*, Part 2: Test Method Using Wipe-test Samples, ISO 7503-2:2016 (2016).
- [155] *Ibid.*, Part 3: Apparatus Calibration, ISO 7503-3:2016 (2016).
- [156] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Alpha, Beta and Alpha/Beta (Beta Energy >60 keV) Contamination Meters and Monitors, IEC 60325:2002, IEC, Geneva (2002).
- [157] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Installed Personnel Surface Contamination Monitoring Assemblies, IEC 61098:2003, IEC, Geneva (2003).
- [158] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Seguridad radiológica de las instalaciones de irradiación de rayos gamma, electrones y rayos x, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSG-8*, OIEA, Viena, 2015.
- [159] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Decontamination of Radioactively Contaminated Surfaces: Method for Testing and Assessing the Ease of Decontamination, ISO 8690:1988, ISO, Geneva (1988).
- [160] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Decontamination of Radioactively Contaminated Surfaces: Testing of Decontamination Agents for Textiles, ISO 9271:1992, ISO, Geneva (1992).
- [161] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Radiation Dose Management for Fluoroscopically-guided Interventional Medical Procedures, NCRP Report No. 168, NCRP, Bethesda, MD (2010).
- [162] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Health Surveillance of Persons Occupationally Exposed to Ionizing Radiation: Guidance for Occupational Physicians, Safety Reports Series No. 5, IAEA, Vienna (1998).
- [163] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Principios directivos técnicos y éticos relativos a la vigilancia de la salud de los trabajadores, Serie Seguridad y Salud en el Trabajo N° 72*, OIT, Ginebra, 1998.
- [164] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, *Recomendación sobre la prevención y el control de los riesgos profesionales causados por las sustancias o agentes cancerígenos, Recomendación N° 147*, OIT, Ginebra, 1974.
- [165] ROED, H., FIGEL, M., Comparing different error-conditions in film dosimeter evaluation, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 23–27.

- [166] AMBROSI, P., et al., Results of the IAEA intercomparison for individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** (1994) 5–17.
- [167] BORDY, J.M., et al., Performance test of dosimetric services in the EU Member States and Switzerland for the routine assessment of individual doses (photon, beta and neutron), *Radiat. Prot. Dosim.* **89** (2000) 107–154.
- [168] OLKO, P., Advantages and disadvantages of luminescence dosimetry, *Radiat. Measur.* **45** (2010) 506–511.
- [169] GINJAUME, M., et al., Extremity ring dosimetry intercomparison in reference and workplace fields, *Radiat. Prot. Dosim.* **131** (2008) 67–72.
- [170] LUO, L.Z., VELBECK, K.J., ROTUNDA, J.E., Experience of type testing Harshaw advanced TLD system to new IEC-61066 standard, *Radiat. Measur.* **43** (2008) 594–598.
- [171] BURGHARDT, B., UGI, S., VILGIS, M., PIESCH, E., Experience with phosphate glass dosimeters in personal and area monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 83–88.
- [172] YAMAMOTO, T., et al., The recent investigations of radiophotoluminescence and its application, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 1554–1559.
- [173] HSU, S.-M., et al., Synthesis and physical characteristics of radiophotoluminescent glass dosimeters, *Radiat. Measur.* **42** (2007) 621–624.
- [174] MILLER, S.D., YODER, C., Cooled optical luminescence dosimetry in plastic matrices, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** (1996) 89–93.
- [175] AKSELROD, M.S., BØTTER-JENSEN, L., MCKEEVER, S.W.S., Optically stimulated luminescence and its use in medical dosimetry, *Radiat. Measur.* **41** Suppl. 1 (2006) S78–S99.
- [176] PERKS, C.A., LE ROY, G., PRUGNAUD, B., Introduction of the InLight monitoring service, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 220–223.
- [177] SOMMER, M., JAHN, A., HENNIGER, J., A new personal dosimetry system for $H_p(10)$ and $H_p(0.07)$ photon dose based on OSL-dosimetry of beryllium oxide, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 1818–1821.
- [178] YUKIHARA, E.G., Luminescence properties of BeO optically stimulated luminescence (OSL) detectors, *Radiat. Measur.* **46** (2011) 580–587.
- [179] WERNLI, C., KAHILAINEN, J., Direct ion storage dosimetry systems for photon, beta and neutron radiation with instant readout capabilities, *Radiat. Prot. Dosim.* **96** (2001) 255–259.
- [180] BOSCHUNG, M., FIECHTNER, A., WERNLI, C., A legally approved personal dosimeter for photon and beta radiation based on direct ion storage, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 271–274.
- [181] BOLOGNESE-MILSZTAJN, T., et al., Active personal dosimeters for individual monitoring and other new developments, *Radiat. Prot. Dosim.* **112** (2004) 141–168.
- [182] CLARKE, P.W., WEEKS, A.R., Implementation of an electronic personal dosimetry system (EPD) at Oldbury-on-Severn power station, *J. Radiol. Prot.* **21** (2001) 45–55.
- [183] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, EUROPEAN RADIATION DOSIMETRY GROUP, Intercomparison of Personal Dose Equivalent Measurements by Active Personal Dosimeters: Final Report of a Joint IAEA–EURADOS Project, IAEA-TECDOC-1564, IAEA, Vienna (2007).

- [184] GINJAUME, M., et al., Overview of active personal dosimeters for individual monitoring in the European Union, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 261–266.
- [185] BARTLETT, D.T., Electronic dosimeters: Use in personal dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **47** (1993) 335–339.
- [186] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [187] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 189–195.
- [188] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., “Etch track detectors in radiation dosimetry”, *The Dosimetry of Ionizing Radiation*, Vol. III (KASE, K.R., BJÄRNGÅRD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, San Diego, CA (1990) 323–426.
- [189] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry, II: Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 219–235.
- [190] BURGKHARDT, B., et al., Experience in long-term neutron dose equivalent measurements using etched track detectors with (n, α) converters in moderators, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 579–584.
- [191] GILVIN, P.J., BARTLETT, D.T., SHAW, P.V., STEELE, J.D., TANNER, R.J., The NRPB PADC neutron personal dosimetry service, *Radiat. Prot. Dosim.* **96** (2001) 191–195.
- [192] TANNER, R.J., BARTLETT, D.T., HAGER, L.G., Operational and dosimetric characteristics of etched-track neutron detectors in routine neutron radiation protection dosimetry, *Radiat. Measur.* **40** (2005) 549–559.
- [193] PIESCH, E., BURGKHARDT, B., Albedo neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 175–188.
- [194] SCHWARTZ, R.B., EISENHÄUER, C.M., Calibration of neutron albedo dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **102** (2002) 23–30.
- [195] VANHAVERE, F., D’ERRICO, F., Standardisation of superheated drop and bubble detectors, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 283–287.
- [196] LUSZIK-BHADRA, M., Compliance of electronic personal neutron dosimeters with the new International Standard IEC 61526, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 15–18.
- [197] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, NCRP Report No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).
- [198] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., “Radiation protection dosimetry”, *Radiation Dosimetry*, Vol. III: Sources, Fields, Measurements, and Applications, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN, E., Eds), Academic Press, New York (1969) 557–615.
- [199] RAMM, W.J., “Scintillation detectors”, *Radiation Dosimetry*, Vol. II: Instrumentation, 2nd edn (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966) Ch. 11.
- [200] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chambers for the measurement of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **39** (1991) 157–160.

- [201] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** (1985) 111–119.
- [202] BRAMBLETT, R.I., EWING, R.I., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, *Nucl. Instrum. Methods* **9** (1960) 1–12.
- [203] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [204] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., “A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV to 10 MeV”, *Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Harwell, 1962)*, Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [205] MOURGUES, M., CAROSI, J.C., PORTAL, G., “A light REM-counter of advanced technology”, *Neutron Dosimetry (Proc. 5th Symp. Munich, 1984)*, Vol. 2, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1984).
- [206] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Guide for the Practical Application of the ICRP Human Respiratory Tract Model, ICRP Supporting Guidance 3, Pergamon Press, Oxford and New York (2002).
- [207] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication 30, Part 1, Pergamon Press, Oxford and New York (1979).
- [208] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Alimentary Tract Model for Radiological Protection, Publication 100, Elsevier (2006).
- [209] TOOHEY, R.E., BERTELLI, L., SUGARMAN, S.L., WILEY, A.L., CHRISTENSEN, D.M., Dose coefficients for intakes of radionuclides via contaminated wounds, *Health Phys.* **100** (2011) 508–514.
- [210] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Development of a Biokinetic Model for Radionuclide-Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment, NCRP Report No. 156, NCRP, Bethesda, MD (2007).
- [211] EAKINS, J.D., HUTCHINSON, W.P., LALLY, A.F., The radiological hazard from tritium sorbed on metal surfaces, *Health Phys.* **28** (1975) 213–224.
- [212] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, Publication 56, Pergamon Press, Oxford and New York (1990).
- [213] *Ibid.*, Part 2: Ingestion Dose Coefficients, Publication 67 (1993).
- [214] *Ibid.*, Part 3: Ingestion Dose Coefficients, Publication 69 (1995).
- [215] *Ibid.*, Part 4: Inhalation Dose Coefficients, Publication 71 (1995).
- [216] NAVARRO, J.F., LÓPEZ, M.A., NAVARRO, T., GOMEZ ROS, J.M., MORALEDA, M., Assessment of the internal dose of ^{241}Am in bone by in vivo measurements of activity deposited in knee, *Radiat. Prot. Dosim.* **127** (2007) 531–534.
- [217] HANINGER, T., et al., In vivo measurements on the human skull for retrospective assessment of individual intakes of natural radionuclides, *Int. Congr. Series* **1225** (2002) 95–100.
- [218] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Adult Reference Computational Phantoms, Publication 110, Elsevier (2009).

- [219] HEGENBART, L., Numerical Efficiency Calibration of In Vivo Measurement Systems, KIT Scientific Publishing, Karlsruhe (2010).
- [220] LOPEZ, M.A., et al., EURADOS intercomparison on measurements and Monte Carlo modelling for the assessment of americium in a USTUR leg phantom, *Radiat. Prot. Dosim.* **144** (2011) 295–299.
- [221] BOENIGER, M.F., LOWRY, L.K., ROSENBERG, J., Interpretation of urine results used to assess chemical exposure with emphasis on creatinine adjustments: A review, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* **54** (1993) 615–627.
- [222] GRAUL, R.J., STANLEY, R.L., Specific gravity adjustment of urine analysis results, *Am. Ind. Hyg. Assoc. J.* **43** (1982) 863.
- [223] CARBAUGH, E.H., BIHL, D.E., MACLELLAN, J.A., ANTONIO, C.L., HILL, R.L., Methods and Models of the Hanford Internal Dosimetry Program, PNNL-MA-860, PNNL-15614, Rev. 1, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA (2009).
- [224] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Assessing Occupational Radiation Doses due to Intakes of Radionuclides, Safety Reports Series No. 37, IAEA, Vienna (2004).
- [225] JAISWAL, D.D., DANG, H.S., SHARMA, R.C., “Internal dosimetry of thorium for occupational workers” (IARP Top. Mtg Bombay, 1992).
- [226] MAYYA, Y.S., PRASAD, S.K., NAMBIAR, P.P., KOTRAPPA, P., SOMASUNDARAM, S., Measurement of ^{220}Rn in exhaled breath of Th plant workers, *Health Phys.* **51** (1986) 737–744.
- [227] CHEN, X.-An, et al., “A twenty-year follow-up study on health effects following long-term exposure to thorium dusts”, (Proc. 11th Int. Congr. International Radiation Protection Association, Madrid, 2004).
- [228] EISENMENGER, A., TSCHAMMER, A., RIEDEL, W., Monitoring of thorium incorporation by thoron in breath measurement: Methodology improvements and determination of burdens of workers, *Radiat. Prot. Dosim.* **89** (2000) 203–206.
- [229] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., Thorium lung burdens of mineral sands workers, *Health Phys.* **69** (1995) 233–242.
- [230] TERRY, K.W., HEWSON, G.S., BURNS, P.A., Further thorium lung burden data on mineral sands workers, *Radiat. Prot. Dosim.* **71** (1997) 297–304.
- [231] GENICOT, J.L., BRUGGEMAN, M., The in vivo assessment of thorium body burden by gamma ray spectrometry, *Radiat. Prot. Dosim.* **97** (2001) 173–176.
- [232] PILLAI, P.M.B., MANIYAN, C.G., RADHAKRISHNAN, S., KHAN, A.H., NAIR, M.G., Thorium in urine and thoron (^{220}Rn) in exhaled breath as indicators of internal exposures in monazite and thorium processing, *Radiat. Prot. Environ.* **24** (2001) 105–108.
- [233] STEHNEY, A.F., et al., Health Status and Body Radioactivity of Former Thorium Workers, NUREG/CR-1420 ANL-80-37, Argonne National Laboratory, IL (1980).
- [234] 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** (1983) 323–341.

- [235] STEBBINGS, J.H., “Personal factors affecting thoron exhalation from occupationally acquired thorium body burdens”, Environmental Research Division, Annual Report: Center for Human Radiobiology (Jul. 1983–Jul. 1984), ANL-84-103, Part II, Argonne National Laboratory, IL (1985) 60–73.
- [236] CHEN, XING-AN, CHENG, YONG-E., RONG, ZHEN, Recent results from a study of thorium lung burdens and health effects among miners in China, *J. Radiol. Prot.* **25** (2005) 451–460.
- [237] MANIYAN, C.G., PILLAI, P.M.B., KHAN, A.H., Studies on clearance of thorium from lungs and chest of occupationally exposed persons in a thorium/monazite processing facility, *Radiat. Prot. Environ.* **24** (2001) 109–112.
- [238] HEWSON, G.S., FARDY, J.J., Thorium metabolism and bioassay of mineral sands workers, *Health Phys.* **64** (1993) 147–156.
- [239] SUNTA, C.M., DANG, H.S., JAISWAL, D.D., SOMAN, S.D., Thorium in human blood serum, clot, and urine comparison with ICRP excretion model, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **138** (1990) 139–144.
- [240] DUPORT, P., HORVATH, F., Practical aspects of monitoring and dosimetry of long-lived dust in uranium mines and mills: Determination of the annual limit on intake for uranium and uranium/thorium ore dust, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 43–48.
- [241] DUPORT, P.J., EDWARDSON, E., “Characterization of radioactive long-lived dust present in uranium mines and mills atmospheres”, Occupational Radiation Safety in Mining (Proc. Int. Conf. Toronto, 1984) (STOCKER, H., Ed.), Vol. 1, Canadian Nuclear Association, Ontario (1985) 189–195.
- [242] OEH, U., et al., Implementation of bioassay methods to improve assessment of incorporated radionuclides, *Radiat. Prot. Dosim.* **125** (2007) 444–448.
- [243] ELLIOT, N.L., BICKEL, G.A., LINAUSKAS, S.H., PATERSON, L.M., Determination of femtogram quantities of ^{239}Pu and ^{240}Pu in bioassay samples by thermal ionization mass spectrometry, *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **267** (2006) 637–650.

Anexo

TÉCNICAS DE DOSIMETRÍA RETROSPECTIVA

A-1. El presente anexo es una versión abreviada de un examen publicado en 2011 [A-1].

TÉCNICAS HEMATOLÓGICAS

A-2. El primer bioindicador cuantitativo que se puede utilizar después de una exposición a la radiación es la fórmula leucocitaria. Este es un análisis fácil de obtener, automatizado y barato, porque es una herramienta de diagnóstico estándar en la investigación de numerosos cuadros clínicos. En menos de una hora puede efectuarse la medición de múltiples muestras.

A-3. En los casos de exposición a la radiación, el análisis se cuantifica para la detección de las exposiciones agudas y las exposiciones del cuerpo entero (o casi entero) que pudieran conducir al componente hematológico del síndrome agudo por radiación.

A-4. La variabilidad interindividual e intraindividual normal en los recuentos representa un ‘ruido’ de fondo tal, que se requiere una dosis de 1 Gy o más para que los valores empiecen a apartarse de los intervalos normales. Las respuestas tempranas que proporcionan más información son las cifras de linfocitos y granulocitos. El número de trombocitos responde con más lentitud, porque el ciclo de vida de las plaquetas en la sangre circulante es más largo.

A-5. Un muestreo frecuente a lo largo de toda la evolución del cuadro clínico permite graficar la variación de la fórmula leucocitaria con respecto a la primera muestra, que se considera cercana a los valores de fondo anteriores a la exposición. Por consiguiente, la primera muestra de sangre debería tomarse tan pronto como sea posible después de la exposición.

TÉCNICAS CITOGENÉTICAS

A-6. Los daños citogenéticos en los linfocitos de la sangre periférica comprenden los cromosomas dicéntricos, las anomalías cromosómicas, los micronúcleos y las traslocaciones. El análisis de los cromosomas dicéntricos, la técnica de la condensación prematura de cromosomas y la prueba de los micronúcleos son

más adecuados para evaluar las dosis recibidas en exposiciones más recientes, mientras que la hibridación *in situ* con sondas fluorescentes (FISH) es el análisis preferido para detectar las traslocaciones en el caso de las exposiciones ocurridas años o decenios antes, o que son crónicas.

Análisis de los cromosomas dicéntricos

A-7. Los cromosomas dicéntricos se producen casi exclusivamente por exposición a radiación ionizante. La frecuencia de la aparición espontánea de estos cromosomas es muy baja en la población general sana (del orden de 1 dicéntrico por cada 1000 células). Las frecuencias de cromosomas dicéntricos en los linfocitos de la sangre periférica pueden arrojar una clara relación dosis-efecto lineal-cuadrática hasta los 5 Gy aproximadamente en caso de exposición aguda a radiación fotónica. Debido a estas características, la prueba de los cromosomas dicéntricos es capaz de detectar dosis en cuerpo entero del orden de tan solo 0,1 Gy mediante el análisis de entre 500 y 1000 frotis en metafase. En lo posible, este análisis debería realizarse con muestras de sangre tomadas en los primeros días después de la exposición.

A-8. La duración de esta prueba depende del número de células analizadas, del grado de automatización y de la experiencia del personal. Una prueba tarda 3 días o más, con al menos 51 h para la preparación de la muestra. Las estimaciones de dosis basadas en el análisis de 20 a 50 células (1 a 2,5 h) son suficientes para estimar el orden de magnitud de la exposición, si bien con un margen de incertidumbre alto ($\pm 0,5$ Gy). Hay procedimientos matemáticos que permiten tener en cuenta la exposición parcial del cuerpo o las dosis prolongadas [A-2, A-3].

Técnica de la condensación prematura de cromosomas

A-9. La técnica de la condensación prematura de cromosomas permite visualizar las anomalías cromosómicas durante la interfase en células cíclicas y no cíclicas. La frecuencia de aparición espontánea de fragmentos de condensación cromosómica prematura es de entre 1 y 3 por cada 1000 células. En general, para la radiación de baja transferencia lineal de energía se observan entre 4 y 5 fragmentos adicionales por célula y por gray. Para el análisis de la condensación prematura de cromosomas, deberían aislarse linfocitos no estimulados inmediatamente después de la exposición, para la fusión con células mitóticas de ovario de hámster chino. Si el muestreo se retrasa, deberá tomarse en consideración la cinética de reparación de los fragmentos de condensación cromosómica prematura.

A-10. El proceso total desde la toma de sangre hasta la preparación del frotis sanguíneo no requiere más de 3 h. La evaluación de las preparaciones con tinción de Giemsa al microscopio lleva bastante tiempo. Sin embargo, los sistemas automatizados de evaluación de los fragmentos de condensación cromosómica prematura que se están desarrollando actualmente podrían acelerar este análisis.

A-11. La prueba de la condensación prematura de cromosomas inducida químicamente utiliza la caliculina A y el ácido okadaico, dos inhibidores de la fosfatasa, que provocan la condensación cromosómica en células de las fases S y G₂, pero no en los linfocitos no estimulados. Este análisis, que tarda como mínimo 40 h, ha resultado ser adecuado para los cromosomas anulares, especialmente a dosis más altas [A-4].

Análisis de los micronúcleos

A-12. Los micronúcleos son fragmentos acéntricos o cromosomas enteros que no se incorporan en los núcleos de las células hijas durante la división celular. No son un resultado específico de la radiación, sino que pueden ser causados por muchos agentes clastogénicos y aneugénicos. Al igual que los cromosomas dicéntricos, los micronúcleos son anomalías cromosómicas inestables, que van desapareciendo con el tiempo después de la exposición, por lo que su uso se limita a los casos de exposición bastante reciente.

A-13. En comparación con el análisis de los cromosomas dicéntricos, el conteo de los micronúcleos es sencillo y rápido, y no requiere una amplia experiencia en citogenética. Esto, unido al hecho de que ese conteo puede automatizarse, hace de esta técnica un instrumento atractivo para los análisis de alto rendimiento, que ha sido validado como una buena herramienta dosimétrica en un número limitado de accidentes radiológicos [A-2]. Sin embargo, debido a la gran dispersión intrínseca de los micronúcleos, la técnica no sirve para evaluar la exposición parcial del cuerpo.

A-14. Las mayores limitaciones de la técnica del análisis de los micronúcleos son el tiempo requerido para obtener una primera estimación de la dosis (por lo menos 75 h, debido a que los linfocitos tardan 3 d en iniciar la citocinesis después de la estimulación) y la producción espontánea de micronúcleos, relativamente alta y variable, que tiende a aumentar con la edad y es más pronunciada en el sexo femenino [A-5]. El límite de detección puede reducirse a entre 0,05 y 0,1 Gy restringiendo el conteo a los micronúcleos sin centrómero, ya que su frecuencia no se ve afectada por el aumento en función de la edad [A-6].

Hibridación *in situ* con sondas fluorescentes

A-15. La técnica de uso más común es la hibridación *in situ* con sondas fluorescentes (FISH) de un solo color, que permite detectar los intercambios, como los cromosomas dicéntricos y las traslocaciones. A fin de evaluar las traslocaciones inducidas entre diferentes cromosomas marcados, se han desarrollado la FISH multicolor, para los análisis del genoma entero, y la FISH multiplex o M-FISH. Esta última es el método de elección para el estudio de las reordenaciones inter cromosómicas complejas. Es una técnica que utiliza 24 colores para identificar y evaluar el tamaño, la forma y el número de los cromosomas en una muestra de células somáticas.

A-16. Se ha demostrado que las frecuencias de las traslocaciones persisten por muchos años en los linfocitos circulantes [A-7 a A-10], lo que confiere a esta técnica una gran ventaja en los casos de exposición prolongada o en la evaluación de exposiciones antiguas. Las técnicas FISH se han utilizado principalmente en personas expuestas a radiación de baja transferencia lineal de energía, pero también en casos de exposición a radiación de alta transferencia lineal de energía.

A-17. Los tiempos de procesamiento son de unos 5 días contados a partir de la recepción de la muestra de sangre, debido a la duración de los protocolos de hibridación. Las frecuencias de fondo aumentan considerablemente con la edad [A-11, A-12], y pueden variar mucho también entre personas de la misma edad que han recibido dosis parecidas. Se ha señalado que el tabaquismo podría ser otro factor de confusión importante [A-12].

TÉCNICAS GENÉTICAS

Análisis de mutaciones somáticas

A-18. Dos análisis de mutaciones somáticas que se han propuesto como biosímetros alternativos al análisis de las anomalías cromosómicas son las pruebas de las mutaciones de la glucoforina A y la hipoxantina guanina fosforribosiltransferasa. Varios estudios han comparado una de estas pruebas o ambas con el análisis de las anomalías cromosómicas, y en todos los casos se ha llegado a la conclusión de que esta última es la técnica mejor para la biosimetría retrospectiva [A-13 a A-15].

Análisis de la expresión génica

A-19. La exposición a radiación ionizante modula los niveles de expresión de numerosos genes. Se han establecido perfiles de expresión génica en personas que trabajan con radiación y en pacientes sometidos a radioterapia [A-16 a A-19]. Los pasos fundamentales en la aplicación del análisis en formato matricial son la extracción de ARN, el marcado y la hibridación. Pueden requerirse alrededor de 2 días para obtener una estimación de dosis con menos de 10 muestras.

BIOMARCADORES DE PROTEÍNAS

A-20. Las respuestas biológicas a la exposición a la radiación a nivel celular, tisular o sistémico inducen numerosos cambios en la abundancia y localización de las proteínas, así como modificaciones enzimáticas. Estos cambios pueden detectarse en muestras de orina o de sangre aplicando diversos métodos proteómicos. En estos análisis, el tiempo requerido para obtener un resultado a partir de la recepción de la muestra suele ser de algunas horas.

Gamma-H2AX

A-21. La detección por análisis microscópico de la inmunofluorescencia de los focos de la histona fosforilada γ -H2AX —que se forman en los sitios de corte de las dos hebras del ADN— ha sido puesta a prueba en diversos entornos clínicos, quedando claro que es un biomarcador sensible de la exposición a la radiación. Los focos de la γ -H2AX se forman en los primeros minutos después de la exposición, de un modo que depende de la dosis. Su número alcanza el punto máximo en menos de una hora y decae luego rápidamente, volviendo a los niveles de referencia al cabo de uno o varios días, según la dosis recibida.

A-22. La sensibilidad de esta prueba se ve menoscabada por la considerable variación interindividual de los niveles de referencia y la rápida desaparición de los focos con el tiempo. Por lo tanto, la prueba es fiable solo en casos de exposición muy reciente (cuando ha transcurrido menos de 1 día). Las técnicas de conteo automatizado de los focos garantizan la aplicación de criterios de recuento más reproducibles [A-20].

Proteína C-reactiva

A-23. Un nivel elevado de exposición a la radiación provoca una respuesta inflamatoria que, a través de las citocinas, desencadena la formación de la

proteína C-reactiva durante algunos días después de la exposición. Dado que esta proteína aumenta en un gran número de afecciones agudas o crónicas, no es específica de la exposición a la radiación y, por lo tanto, no es, por sí sola, una herramienta biodosimétrica adecuada.

A-24. La ventaja del análisis de la proteína C-reactiva radica en que ya está completamente automatizado y puede realizarse con rapidez (en algunas horas) en cualquier hospital moderno con un servicio de bioquímica clínica. Además, los dispositivos de mano para el análisis de la proteína C-reactiva son ya de uso ordinario, y pueden utilizarse para un cribado rápido.

Amilasa sérica

A-25. Después de una exposición del tejido salival, se observa un aumento de la actividad de la amilasa sérica (hiperamilasemia) como consecuencia de la inducción de cambios inflamatorios y degenerativos agudos. De manera parecida a lo que ocurre con la proteína C-reactiva, los niveles de amilasa sérica aumentan de un modo que depende de la dosis, alcanzan su punto máximo entre 18 y 30 h después de la exposición y vuelven a los niveles de referencia al cabo de algunos días [A-21]. Una limitación evidente de la técnica es que solo mide la dosis recibida por las glándulas salivales, ya que la exposición de otros tejidos no producirá cambios significativos en los niveles de la amilasa. Además, como en el caso de la proteína C-reactiva, el efecto no es específico de la exposición a la radiación y, por lo tanto, esta técnica tampoco es, por sí sola, una herramienta biodosimétrica adecuada.

A-26. Se han propuesto varios otros marcadores proteicos de la exposición humana a la radiación [A-22, A-23].

TÉCNICAS FÍSICAS

A-27. Las técnicas físicas son las técnicas que investigan los efectos físicos, y no biológicos, producidos por la radiación, aun cuando se apliquen a tejidos biológicos como el pelo, las uñas, el esmalte de los dientes y los huesos. En general, el tiempo necesario para estimar la dosis a partir de la recepción de la muestra varía entre 1 y 48 h, según el grado de exactitud requerido.

Dosimetría por resonancia paramagnética electrónica

A-28. La técnica de la resonancia paramagnética electrónica (EPR) da una estimación de la dosis absorbida detectando los centros paramagnéticos, como los radicales o los defectos puntuales generados específicamente por la radiación ionizante. Las aplicaciones típicas de esta técnica son la espectroscopia de EPR del esmalte dental [A-24, A-25] o, cuando se dispone de biopsias de huesos, del tejido óseo [A-26]. Sin embargo, en ambas aplicaciones la toma de muestras es lesiva. Otros materiales adecuados que se pueden obtener con procedimientos no lesivos son el azúcar, los plásticos, el vidrio, la lana, el algodón, el pelo y las uñas.

A-29. La estabilidad temporal de la señal de la EPR varía enormemente de un material a otro, desde 5 a 7 días en el caso de los plásticos [A-27] a unos 106 años en el del esmalte dental [A-28]. La presencia de señales de fondo no causadas por la radiación afecta a los límites de detección de esta técnica, que también presentan una variación enorme, desde 100 mGy para el esmalte dental hasta 10 Gy para el algodón.

A-30. La preparación de las muestras para la dosimetría por EPR suele ser relativamente simple. Según el material de que se trate, una medición puede llevar desde algunos minutos hasta varias horas. La lectura no es destructiva, lo que permite repetir las mediciones en una misma muestra. Un inconveniente es que los espectrómetros EPR son caros y deben ser utilizados por personal altamente cualificado.

A-31. Las técnicas de medición *in vivo* por EPR en los dientes utilizan frecuencias de microondas de 1 GHz [A-29], inferiores a las utilizadas en las mediciones *in vitro* convencionales (10 GHz). El uso de microondas de baja frecuencia entraña una pérdida de sensibilidad en los cálculos de un factor de 5 a 10, en comparación con la espectrometría en la banda X; por lo tanto, el límite de detección se situará entre 0,5 y 1 Gy.

Dosimetría por luminiscencia

A-32. La base de las técnicas luminiscentes de dosimetría retrospectiva es la misma que la descrita en el apéndice II para las técnicas luminiscentes de dosimetría prospectiva. Actualmente, el cuarzo extraído de los ladrillos y de otros materiales de construcción cocidos es el principal mineral utilizado para la dosimetría por luminiscencia retrospectiva. Además del cuarzo, se han estudiado recientemente otros minerales ricos en fósforo que pueden estar presentes ya sea

en los entornos urbanos o en materiales que la población general lleva sobre el cuerpo o cerca de él [A-30].

A-33. Como ejemplos de estos materiales cabe citar los chips de memoria de las tarjetas telefónicas, las tarjetas de identidad, las tarjetas del seguro médico, y las tarjetas de débito y crédito [A-30 a A-34]; las resistencias de cerámica de dispositivos electrónicos portátiles como los teléfonos móviles [A-34, A-35]; materiales utilizados para las reparaciones dentales [A-31, A-36]; el esmalte de los dientes [A-37, A-38]; productos químicos utilizados en el hogar y en el lugar de trabajo [A-39, A-40]; y el vidrio [A-41].

A-34. Los procedimientos de preparación de las muestras y los protocolos de medición varían, pero para la mayoría de los materiales son relativamente rápidos y sencillos: una muestra procedente de un objeto personal puede procesarse en menos de una hora. La mayor parte de estos elementos dan una respuesta lineal en un amplio intervalo de dosis, y para la mayoría de los materiales se pueden alcanzar límites de detección del orden de 10 mGy.

Técnicas de activación

A-35. Las técnicas de activación neutrónica se basan en la medición de la actividad inducida por la interacción de los neutrones con los tejidos biológicos, como la sangre, el pelo o las uñas, o con elementos metálicos que la víctima lleve consigo, por ejemplo monedas, joyas o la hebilla de un cinturón.

A-36. Las técnicas de activación se pueden utilizar en la gestión de la respuesta de emergencia a un accidente de criticidad, y para la reconstrucción de dosis muchos años después de la exposición a neutrones. En la fase inicial de la gestión de un accidente de criticidad, la medición de la activación del sodio en los seres humanos permite un cribado rápido y eficiente. En el lugar de un accidente, es posible realizar mediciones muy rápidas de la radiación γ del ^{24}Na (debida a la activación del ^{24}Na del cuerpo, que tiene picos de emisión γ a 1,36 y 2,75 MeV, y un período de semidesintegración de 14,96 h) con un instrumento sencillo de medición directa de la radiación γ colocado frente a la zona abdominal de la víctima. Posteriormente se puede realizar una estimación más precisa de la actividad del sodio en la víctima empleando un contador de cuerpo entero o la espectrometría γ con muestras de sangre.

A-37. Para los fines de la reconstrucción de dosis después de accidentes se han utilizado también mediciones del azufre activado en pelo y uñas. En este caso, las partículas β que emite el ^{32}P , producido por la activación del ^{32}S del cuerpo,

pueden medirse directamente con un contador Geiger-Müller o con técnicas de centelleo líquido, aplicando procedimientos químicos sencillos.

A-38. Otra posibilidad consiste en determinar las dosis midiendo los núcleos activados de período largo en muestras ambientales (por ejemplo, el ^{63}Ni en muestras de cobre y el ^{152}Eu , el ^{60}Co , el ^{59}Ni , el ^{41}Ca , el ^{39}Ar , el ^{36}Cl , el ^{14}C o el ^{10}Be en el granito) o en materiales biológicos (por ejemplo, el ^{41}Ca en el esmalte dental), como se hizo con los supervivientes de las bombas atómicas en el Japón.

REFERENCIAS del ANEXO

- [A-1] AINSBURY, E.A., et al., Review of retrospective dosimetry techniques for external ionising radiation exposures, *Radiat. Prot. Dosim.* **147** (2011) 573–592.
- [A-2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, *Dosimetría citogenética: Aplicaciones en materia de preparación y respuesta a las emergencias radiológicas, Colección de Preparación y Respuesta para Casos de Emergencia*, EPR-BIODOSIMETRY 2011, OIEA, Viena, 2014.
- [A-3] AINSBURY, E.A., BARQUINERO, J.F., Biodosimetric tools for a fast triage of people accidentally exposed to ionising radiation: Statistical and computational aspects, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 307–312.
- [A-4] HAYATA, I., KANDA, R., MINAMIHISAMATSU, M., FURUKAWA, M., SASAKI, M.S., Cytogenetical dose estimation for 3 severely exposed patients in the JCO criticality accident in Tokai-mura, *J. Radiat. Res.* **42** Suppl. (2001) S149–S155.
- [A-5] FENECH, M., The cytokinesis-block micronucleus technique: A detailed description of the method and its application to genotoxicity studies in human populations, *Mutat. Res.* **285** (1993) 35–44.
- [A-6] THIERENS, H., VRAL, A., The micronucleus assay in radiation accidents, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 260–264.
- [A-7] TAWN, E.J., WHITEHOUSE, C.A., Persistence of translocation frequencies in blood lymphocytes following radiotherapy: Implications for retrospective radiation biodosimetry, *J. Radiol. Prot.* **23** (2003) 423–430.
- [A-8] LLOYD, D.C., MOQUET, J.E., ORAM, S., EDWARDS, A.A., LUCAS, J.N., Accidental intake of tritiated water: A cytogenetic follow-up case on translocation stability and dose reconstruction, *Int. J. Radiat. Biol.* **73** (1998) 543–547.
- [A-9] LINDHOLM, C., EDWARDS, A., Long-term persistence of translocations in stable lymphocytes from victims of a radiological accident, *Int. J. Radiat. Biol.* **80** (2004) 559–566.
- [A-10] EDWARDS, A.A., et al., Review of translocations detected by FISH for retrospective biological dosimetry applications, *Radiat. Prot. Dosim.* **113** (2005) 396–402.

- [A-11] WHITEHOUSE, C.A., et al., Translocation yields in peripheral blood lymphocytes from control populations, *Int. J. Radiat. Biol.* **81** (2005) 139–145.
- [A-12] SIGURDSON, A.J., et al., International study of factors affecting human chromosome translocations, *Mutat. Res.* **652** (2008) 112–121.
- [A-13] KLEINERMAN, R.A., ROMANYUKHA, A.A., SCHAUER, D.A., TUCKER, J.D., Retrospective assessment of radiation exposure using biological dosimetry: Chromosome painting, electron paramagnetic resonance and the glycophorin A mutation assay, *Radiat. Res.* **166** (2006) 287–302.
- [A-14] JONES, I.M., et al., Three somatic genetic biomarkers and covariates in radiation exposed Russian cleanup workers of the Chernobyl nuclear reactor 6–13 years after exposure, *Radiat. Res.* **158** (2002) 424–442.
- [A-15] EDWARDS, A., et al., Biological estimates of dose to inhabitants of Belarus and Ukraine following the Chernobyl accident, *Radiat. Prot. Dosim.* **111** (2004) 211–219.
- [A-16] SAKAMOTO-HOJO, E.T., et al., Gene expression profiles in human cells submitted to genotoxic stress, *Mutat. Res.* **544** (2003) 403–413.
- [A-17] MORANDI, E., et al., Gene expression changes in medical workers exposed to radiation, *Radiat. Res.* **172** (2009) 500–508.
- [A-18] MEADOWS, S.K., et al., Gene expression signatures of radiation response are specific, durable and accurate in mice and humans, *PLoS One* **3** (2008) e1912.
- [A-19] FACHIN, A.L., et al., Gene expression profiles in radiation workers occupationally exposed to ionizing radiation, *J. Radiat. Res.* **50** (2009) 61–71.
- [A-20] ROTHKAMM, K., HORN, S., Gamma-H2AX as protein biomarker for radiation exposure, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 265–271.
- [A-21] CHEN, I.W., KEREIAKES, J.G., SILBERSTEIN, E.B., ARON, B.S., SAENGER, E.L., Radiation-induced change in serum and urinary amylase levels in man, *Radiat. Res.* **54** (1973) 141–151.
- [A-22] MARCHETTI, F., COLEMAN, M.A., JONES, I.M., WYROBEK, A.J., Candidate protein biodosimeters of human exposure to ionizing radiation, *Int. J. Radiat. Biol.* **82** (2006) 605–639.
- [A-23] GUIPAUD, O., BENDERITTER, M., Protein biomarkers for radiation exposure: Towards a proteomic approach as a new investigation tool, *Ann. Ist. Super. Sanità* **45** (2009) 278–286.
- [A-24] FATTIBENE, P., CALLENS, F., EPR dosimetry with tooth enamel: A review, *Appl. Radiat. Isot.* **68** (2010) 2033–2116.
- [A-25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Electron Paramagnetic Resonance Dosimetry with Tooth Enamel for Retrospective Dose Assessment, IAEA-TECDOC-1331, IAEA, Vienna (2002).
- [A-26] CLAIRAND, I., HUET, C., TROMPIER, F., BOTTOLLIER-DEPOIS, J.-F., Physical dosimetric reconstruction of a radiological accident due to gammagraphy equipment that occurred in Dakar and Abidjan in summer 2006, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 698–703.
- [A-27] TROMPIER, F., BASSINET, C., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on plastics by EPR spectrometry, *Health Phys.* **98** (2010) 388–394.

- [A-28] SCHWARCZ, H.P., ESR studies of tooth enamel, *Nucl. Tracks Radiat. Meas.* (1982) **10** (1985) 865–867.
- [A-29] IWASAKI, A., GRINBERG, O., WALCZAK, T., SWARTZ, H.M., In vivo measurements of EPR signals in whole human teeth, *Appl. Radiat. Isot.* **62** (2005) 187–190.
- [A-30] CORRECHER, V., GARCIA-GUINEA, J., RIVERA, T., Thermoluminescence sensitivity of daily-use materials, *Radiat. Eff. Defects Solids* **164** (2009) 232–239.
- [A-31] GÖKSU, H.Y., BAILIFF, I.K., Luminescence dosimetry using building materials and personal objects, *Radiat. Prot. Dosim.* **119** (2006) 413–420.
- [A-32] WODA, C., SPÖTTL, T., On the use of OSL of wire-bond chip card modules for retrospective and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* **44** (2009) 548–553.
- [A-33] GÖKSU, H.Y., Telephone chip-cards as individual doseimeters, *Radiat. Meas.* **37** (2003) 617–620.
- [A-34] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on electronic components by OSL, *Health Phys.* **98** (2010) 440–445.
- [A-35] INRIG, E.L., GODFREY-SMITH, D.I., KHANNA, S., Optically stimulated luminescence of electronic components for forensic, retrospective, and accident dosimetry, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 726–730.
- [A-36] VERONESE, I., et al., Study of TSL and OSL properties of dental ceramics for accidental dosimetry applications, *Radiat. Meas.* **45** (2010) 35–41.
- [A-37] GODFREY-SMITH, D.I., Toward in vivo OSL dosimetry of human tooth enamel, *Radiat. Meas.* **43** (2008) 854–858.
- [A-38] DEWITT, R., KLEIN, D.M., YUKIHARA, E.G., SIMON, S.L., McKEEVER, S.W., Optically stimulated luminescence (OSL) of tooth enamel and its potential use in post-radiation exposure triage, *Health Phys.* **98** (2010) 432–439.
- [A-39] THOMSEN, K.J., BØTTER-JENSEN, L., MURRAY, A.S., Household and workplace chemicals as retrospective luminescence doseimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **101** (2002) 515–518.
- [A-40] BERNHARDSSON, C., CHRISTIANSSON, M., MATTSSON, S., RÄÄF, C.L., Household salt as a retrospective doseimeter using optically stimulated luminescence, *Radiat. Environ. Biophys.* **48** (2009) 21–28.
- [A-41] BASSINET, C., TROMPIER, F., CLAIRAND, I., Radiation accident dosimetry on glass by TL and EPR spectrometry, *Health Phys.* **98** (2010) 400–405.

ABREVIACIONES

DAMA	diámetro aerodinámico de la mediana de la actividad
DTPA	ácido dietilenotriaminopentaacético
EBR	eficacia biológica relativa
EPR	resonancia paramagnética electrónica
FISH	hibridación <i>in situ</i> con sondas fluorescentes
HEPA	(filtros de) aire particulado de alta eficiencia
ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica
ICRU	Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas
IEC	Comisión Electrotécnica Internacional

COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN

Cruz Suárez, R.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Delves, D.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Doty, R.	Consultor
Gaunt, M.R.	Rolls-Royce plc (Reino Unido)
Giussani, A.	Oficina Federal de Protección Radiológica (Alemania)
Hajek, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Haridasan, P.P.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Kutkov, V.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Ma, J.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Nestoroska, M.S.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Niu, S.	Oficina Internacional del Trabajo
Okyar, H.B.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Pradeepkumar, K.S.	Centro Bhabha de Investigaciones Atómicas (India)
Pushparaja, P.	Protección Radiológica y Medio Ambiente (India)
Saigusa, S.	Instituto Nacional de Ciencias Radiológicas
Shaw, J.	Agencia Inglesa de Salud Pública (Reino Unido)
Suzuki, T.	Instituto Nacional de Ciencias Radiológicas (Japón)
Vanhavere, F.	Centro de Estudios de Energía Nuclear (Bélgica)
Wymer, D.G.	Consultor
Xia, Y.	Instituto de Energía Atómica de China (China)
Zodiates, T.	EDF Energy Nuclear Generation Ltd. (Reino Unido)



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 26

PEDIDOS DE PUBLICACIONES

Las publicaciones de pago del OIEA pueden adquirirse a través de los proveedores que se indican a continuación o en las principales librerías locales.

Los pedidos de publicaciones gratuitas deben hacerse directamente al OIEA. Al final de la lista de proveedores se proporcionan los datos de contacto.

AMÉRICA DEL NORTE

Bernan / Rowman & Littlefield

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, EE. UU.

Teléfono: +1 800 462 6420 • Fax: +1 800 338 4550

Correo electrónico: orders@rowman.com • Sitio web: www.rowman.com/bernan

RESTO DEL MUNDO

Póngase en contacto con su proveedor local de preferencia o con nuestro distribuidor principal:

Eurospan Group

Gray's Inn House

127 Clerkenwell Road

Londres EC1R 5DB

Reino Unido

Pedidos comerciales y consultas:

Teléfono: +44 (0)176 760 4972 • Fax: +44 (0)176 760 1640

Correo electrónico: eurospan@turpin-distribution.com

Pedidos individuales:

www.eurospanbookstore.com/iaea

Para más información:

Teléfono: +44 (0)207 240 0856 • Fax: +44 (0)207 379 0609

Correo electrónico: info@eurospangroup.com • Sitio web: www.eurospangroup.com

Los pedidos de publicaciones, tanto de pago como gratuitas, pueden enviarse directamente a:

Dependencia de Mercadotecnia y Venta

Organismo Internacional de Energía Atómica

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Viena, Austria

Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530 • Fax: +43 1 26007 22529

Correo electrónico: sales.publications@iaea.org • Sitio web: <https://www.iaea.org/es/publicaciones>

Seguridad mediante las normas internacionales

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA