

# Normas de seguridad del OIEA

para la protección de las personas y el medio ambiente

## Aplicación del concepto de exención

Guía de Seguridad General

Nº GSG-17



**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](http://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](mailto: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.

APLICACIÓN DEL  
CONCEPTO DE EXENCIÓN

Los siguientes Estados son Miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica:

ALBANIA	FINLANDIA	PAÍSES BAJOS, REINO DE LOS
ALEMANIA	FRANCIA	PAKISTÁN
ANGOLA	GABÓN	PALAU
ANTIGUA Y BARBUDA	GAMBIA	PANAMÁ
ARABIA SAUDITA	GEORGIA	PAPUA NUEVA GUINEA
ARGELIA	GHANA	PARAGUAY
ARGENTINA	GRANADA	PERÚ
ARMENIA	GRECIA	POLONIA
AUSTRALIA	GUATEMALA	PORTUGAL
AUSTRIA	GUINEA	QATAR
AZERBAIYÁN	GUYANA	REINO UNIDO DE GRAN BRETAÑA E IRLANDA DEL NORTE
BAHAMAS	HAITI	REPÚBLICA ÁRABE SIRIA
BAHREIN	HONDURAS	REPÚBLICA CENTROAFRICANA
BANGLADESH	HUNGRÍA	REPÚBLICA CHECA
BARBADOS	INDIA	REPÚBLICA DE MOLDOVA
BELARÚS	INDONESIA	REPÚBLICA DEMOCRÁTICA DEL CONGO
BÉLGICA	IRÁN, REPÚBLICA ISLÁMICA DEL	REPÚBLICA DEMOCRÁTICA POPULAR LAO
BELICE	IRAQ	REPÚBLICA DOMINICANA
BENIN	IRLANDA	REPÚBLICA UNIDA DE TANZANÍA
BOLIVIA, ESTADO PLURINACIONAL DE	ISLANDIA	RUMANIA
BOSNIA Y HERZEGOVINA	ISLAS COOK	RWANDA
BOTSWANA	ISLAS MARSHALL	SAINT KITTS Y NEVIS
BRASIL	ISRAEL	SAMOA
BRUNEI DARUSSALAM	ITALIA	SAN MARINO
BULGARIA	JAMAICA	SAN VICENTE Y LAS GRANADINAS
BURKINA FASO	JAPÓN	SANTA LUCÍA
BURUNDI	JORDANIA	SANTA SEDE
CABO VERDE	KAZAJSTÁN	SENEGAL
CAMBOYA	KENYA	SERBIA
CAMERÚN	KIRGUISTÁN	SEYCHELLES
CANADÁ	KUWAIT	SIERRA LEONA
COLOMBIA	LESOTHO	SINGAPUR
COMORAS	LETONIA	SRI LANKA
CONGO	LIBANO	SUDÁFRICA
COREA, REPÚBLICA DE	LIBERIA	SUDÁN
COSTA RICA	LIBIA	SUECIA
CÔTE D'IVOIRE	LIECHTENSTEIN	SUIZA
CROACIA	LITUANIA	TAILANDIA
CUBA	LUXEMBURGO	TAYIKISTÁN
CHAD	MACEDONIA DEL NORTE	TOGO
CHILE	MADAGASCAR	TONGA
CHINA	MALASIA	TRINIDAD Y TABAGO
CHIPRE	MALAWI	TÚNEZ
DINAMARCA	MALÍ	TURKMENISTÁN
DJIBOUTI	MALTA	TÚRKIYE
DOMINICA	MARRUECOS	UCRANIA
ECUADOR	MAURICIO	UGANDA
EGIPTO	MAURITANIA	URUGUAY
EL SALVADOR	MÉXICO	UZBEKISTÁN
EMIRATOS ÁRABES UNIDOS	MÓNACO	VANUATU
ERITREA	MONGOLIA	VENEZUELA, REPÚBLICA BOLIVARIANA DE
ESLOVAQUIA	MONTENEGRO	VIET NAM
ESLOVENIA	MOZAMBIQUE	YEMEN
ESPAÑA	MYANMAR	ZAMBIA
ESTADOS UNIDOS DE AMÉRICA	NAMIBIA	ZIMBABWE
ESTONIA	NEPAL	
ESWATINI	NICARAGUA	
ETIOPÍA	NÍGER	
FEDERACIÓN DE RUSIA	NIGERIA	
FIJI	NORUEGA	
FILIPINAS	NOVA ZELANDIA	
	OMÁN	

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  
Nº GSG-17

# APLICACIÓN DEL CONCEPTO DE EXENCIÓN

GUÍA DE SEGURIDAD GENERAL

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA  
VIENA, 2024

## DERECHOS DE AUTOR

Todas las publicaciones científicas y técnicas del OIEA están protegidas conforme a lo dispuesto en la Convención Universal sobre Derecho de Autor aprobada en 1952 (Ginebra) y revisada en 1971 (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. Podría ser necesaria una autorización para utilizar textos completos, o parte de ellos, que figuren en publicaciones del OIEA, en formato impreso o electrónico. Para obtener más detalles a ese respecto, sírvase consultar la siguiente dirección: [www.iaea.org/es/publicaciones/derechos-y-permisos](http://www.iaea.org/es/publicaciones/derechos-y-permisos). Las solicitudes de información pueden dirigirse a:

Sección Editorial  
Organismo Internacional de Energía Atómica  
Vienna International Centre  
PO Box 100  
1400 Viena, Austria  
Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530  
Correo electrónico: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
[www.iaea.org/es/publicaciones](http://www.iaea.org/es/publicaciones)

© OIEA, 2024

Impreso por el OIEA en Austria  
Diciembre de 2024  
STI/PUB/2060

APLICACIÓN DEL CONCEPTO DE EXENCIÓN

OIEA, VIENA, 2024

STI/PUB/2060

ISBN 978-92-0-315424-6 (papel) | ISBN 978-92-0-315624-0 (PDF)

| ISBN 978-92-0-315524-3 (EPUB)

ISSN 1020-5837

## **PREFACIO**

**Rafael Mariano Grossi**  
**Director General**

El Estatuto del OIEA autoriza al Organismo a “establecer (...) normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad”. Estas son normas que el OIEA debe aplicar a sus operaciones y que los Estados pueden aplicar por conducto de su reglamentación nacional.

El OIEA inició su programa de normas de seguridad en 1958 y desde entonces ha habido muchos avances. En mi calidad de Director General, me comprometo a garantizar que el OIEA mantenga y mejore este conjunto integrado, exhaustivo y coherente de normas de seguridad de alta calidad, actualizadas, fáciles de usar y adecuadas a su finalidad. Su correcta aplicación en el uso de la ciencia y la tecnología nucleares debería ofrecer un alto nivel de protección de las personas y el medio ambiente en todo el mundo y brindar la confianza necesaria para posibilitar el uso continuo de la tecnología nuclear en beneficio de todos.

La seguridad es una responsabilidad nacional respaldada por una serie de convenios y convenciones internacionales. Las normas de seguridad del OIEA constituyen la base de estos instrumentos jurídicos y sirven de referencia mundial para ayudar a las partes a cumplir sus obligaciones. Si bien las normas de seguridad no son jurídicamente vinculantes para los Estados Miembros, se aplican ampliamente. Se han convertido en un punto de referencia indispensable y en un denominador común para la inmensa mayoría de los Estados Miembros que han adoptado estas normas para utilizarlas en la reglamentación nacional con el objetivo de mejorar la seguridad en la generación de energía nucleoelectrónica, los reactores de investigación y las instalaciones del ciclo del combustible, así como en las aplicaciones nucleares en la medicina, la industria, la agricultura y la investigación.

Las normas de seguridad del OIEA se basan en la experiencia práctica de sus Estados Miembros y se elaboran mediante consenso internacional. La participación de los miembros de los comités sobre normas de seguridad, el Comité de Orientación sobre Seguridad Física Nuclear y la Comisión sobre Normas de Seguridad es especialmente importante, y doy las gracias a todas las personas que aportan sus conocimientos y experiencias a esta labor.

El OIEA también utiliza estas normas de seguridad cuando presta asistencia a los Estados Miembros mediante sus misiones de examen y servicios de asesoramiento. Esto ayuda a los Estados Miembros en la aplicación de estas normas y permite el intercambio de experiencias y conocimientos valiosos. Las observaciones recibidas sobre estas misiones y servicios, así como las enseñanzas

extraídas de los eventos y la experiencia en el uso y la aplicación de las normas de seguridad se tienen en cuenta durante su revisión periódica.

Estoy convencido de que las normas de seguridad del OIEA y su aplicación son una aportación inestimable para garantizar un alto nivel de seguridad en el uso de la tecnología nuclear. Animo a todos los Estados Miembros a que promuevan y apliquen estas normas, y a que colaboren con el OIEA para mantener su calidad en el presente y en el futuro.

# **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 física<sup>1</sup> 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 fig. 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.

---

<sup>1</sup> 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 (EPreSC), 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 fig. 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

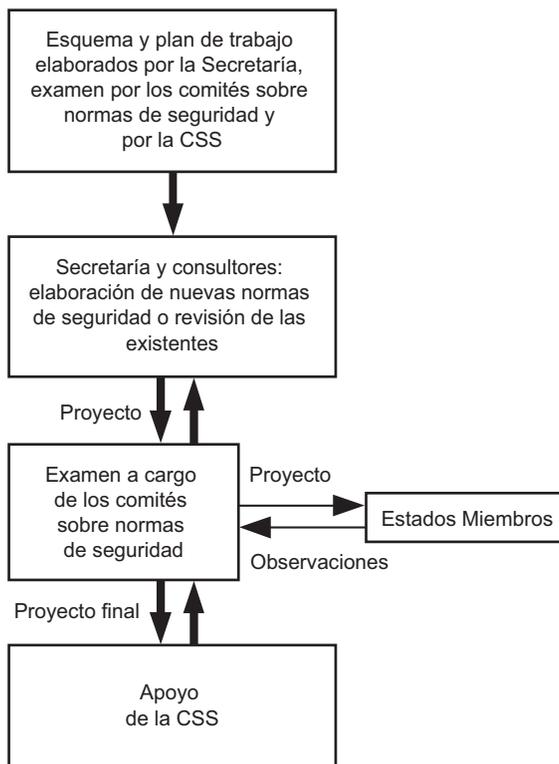


Fig. 2. Proceso de elaboración de una nueva norma de seguridad o de revisión de una norma existente

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 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 y con la seguridad física nuclear se interpretarán conforme figuran en el Glosario de Seguridad Nuclear Tecnológica y Física del OIEA (véase la dirección <https://www.iaea>).

org/resources/publications/iaea-nuclear-safety-and-security-glossary). En el caso de las guías de seguridad, el texto en inglés es la versión autorizada.

En la Introducción que figura en la sección 1 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 (1.1–1.5) .....	1
	Objetivo (1.6–1.8) .....	3
	Alcance (1.9–1.16) .....	3
	Estructura (1.17–1.19) .....	5
2.	LOS CONCEPTOS DE EXCLUSIÓN, EXENCIÓN Y DISPENSA (2.1) .....	6
	Situaciones de exposición (2.2–2.6) .....	6
	Concepto de exclusión (2.7, 2.8) .....	8
	Concepto de exención (2.9–2.13) .....	8
	Concepto de dispensa (2.14, 2.15) .....	10
	El papel de la exención en las situaciones de exposición planificadas (2.16–2.30) .....	11
3.	FUNCIONES Y RESPONSABILIDADES EN RELACIÓN CON LA EXENCIÓN DE PRÁCTICAS Y FUENTES .....	15
	Gobierno y órgano regulador (3.1–3.6) .....	15
	Solicitante (3.7–3.9) .....	17
4.	EXENCIÓN GENÉRICA DE PRÁCTICAS O FUENTES (4.1–4.11) .....	18
	Niveles de exención genérica para las cantidades de materiales moderadas (4.12–4.15) .....	21
	Niveles de exención genérica para las cantidades de materiales sólidos a granel (4.16–4.22) .....	22
	Niveles de exención genérica para las mezclas de radionucleidos (4.23–4.28) .....	23
	Limitaciones de la aplicabilidad de los niveles de exención genérica (4.29–4.31) .....	24
	Dilución (4.32) .....	25
	Exención genérica de las prácticas en las que se emplean generadores de radiación (4.33–4.35) .....	25

5.	EXENCIÓN ESPECÍFICA DE PRÁCTICAS O FUENTES (5.1–5.3) .....	26
	Evaluación de la seguridad (5.4–5.9) .....	26
	Ejemplos de aplicación de una exención específica (5.10–5.24) ....	28
	Diagramas de flujo resumidos (5.25).....	32
6.	VERIFICACIÓN, REVISIÓN Y REVOCACIÓN DE LA EXENCIÓN .....	34
	Verificación del cumplimiento de los niveles de exención (6.1–6.4)..	34
	Revocación y revisión de las exenciones (6.5–6.7) .....	34
7.	UTILIZACIÓN DE VALORES DE CRIBADO EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES (7.1–7.14)...	35
APÉNDICE I:	NIVELES DE EXENCIÓN ESTABLECIDOS EN EL APÉNDICE I DE GSR PART 3.....	41
APÉNDICE II:	VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN.....	103
REFERENCIAS.....		111
ANEXO I:	EJEMPLOS DE CÓMO DETERMINAR LA EXENCIÓN DE MATERIALES QUE CONTIENEN MÁS DE UN RADIONUCLEIDO.....	115
ANEXO II:	EJEMPLOS DE MODELOS DOSIMÉTRICOS PARA ARTÍCULOS CONTAMINADOS EN LA SUPERFICIE.....	117
ANEXO III:	EJEMPLOS DE VALORES DE CRIBADO APLICADOS EN CASOS DE SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES.....	123
COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN .....		135

# 1. INTRODUCCIÓN

## ANTECEDENTES

1.1. 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* [1], se establecen los requisitos para la protección de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. En dicha publicación se abordan tres tipos de situaciones de exposición: las situaciones de exposición planificadas, que conllevan la introducción y la explotación deliberadas de fuentes; las situaciones de exposición de emergencia; y las situaciones de exposición existentes, que son las que ya existen cuando tiene que tomarse una decisión en relación con el control.

1.2. En la publicación N° GSR Part 1 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad* [2], se establecen los requisitos relativos al marco regulador para todas las situaciones de exposición. El alcance del control reglamentario en las situaciones de exposición planificadas viene definido por la aplicación de los conceptos de exclusión, exención y dispensa. Se entiende por exclusión la exclusión deliberada de un determinado tipo de exposición del ámbito de aplicación de un instrumento de control reglamentario porque no se considera factible su control mediante el instrumento de reglamentación en cuestión [3]. La exención se refiere a la determinación por parte de un órgano regulador de que no hay necesidad de someter una fuente o práctica<sup>1</sup> a alguno de los aspectos del control reglamentario, o a ninguno de ellos, porque la exposición y la exposición potencial debidas a esa fuente o práctica son demasiado pequeñas como para justificar la aplicación de aquellos aspectos o porque esta es la mejor opción de protección independientemente del nivel real de las dosis o los riesgos [1, 3]. La dispensa es la eliminación del control reglamentario ejercido por el órgano regulador o el gobierno sobre el material radiactivo o los objetos radiactivos que se utilizan en prácticas notificadas o autorizadas [1, 3].

---

<sup>1</sup> Se entiende por práctica toda actividad humana que introduce fuentes de exposición o vías de exposición adicionales o modifica la red de las vías de exposición debidas a las fuentes existentes, de forma que aumente la exposición o la probabilidad de exposición de personas o el número de personas expuestas [3].

1.3. En el requisito 8 de la publicación GSR Part 3 [1] se prevé la exención de las prácticas y las fuentes adscritas a prácticas y la dispensa de las fuentes adscritas a prácticas notificadas o autorizadas con arreglo a la aplicación de un enfoque graduado. En el apéndice I de la publicación GSR Part 3 [1] se indican los valores genéricos para la concesión de exenciones y dispensas en relación con los materiales que contienen radionucleidos según se indica a continuación:

- a) La exención de cantidades moderadas de materiales sobre la base de la actividad o la concentración de la actividad de los radionucleidos (cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]);
- b) La exención y dispensa de cantidades a granel de materiales sólidos que contienen radionucleidos de origen artificial, sobre la base de la concentración de la actividad (cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]);
- c) La dispensa de materiales que contienen radionucleidos de origen natural, sobre la base de la concentración de la actividad (cuadro I.3 de GSR Part 3 [1]).

En las secciones 4 y 5 de la presente guía de seguridad se ofrecen recomendaciones detalladas sobre la aplicación con fines de exención de los valores que figuran en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1].

1.4. Los valores de exención para los radionucleidos artificiales se calculan a partir de escenarios de exposición conservadores, como se describe en la referencia [4]. Los valores de exención para los radionucleidos de origen natural se calculan principalmente adoptando un enfoque pragmático que hace mayor hincapié en la optimización de la protección teniendo en cuenta la distribución mundial de estos radionucleidos en los materiales presentes en el medio ambiente. Los cálculos de las dosis basados en escenarios en los que se sustentan los niveles de exención se realizaron intencionadamente con un alto grado de precaución a fin de garantizar un nivel de protección suficiente. Por lo tanto, se ha de evitar un enfoque aún más conservador, ya sea con respecto a los aspectos prácticos de la verificación del cumplimiento de los niveles de exención o a la incorporación oficial de estos niveles de exención en los reglamentos nacionales.

1.5. La presente guía de seguridad, junto con la publicación N° GSG-18 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Application of the Concept*

of Clearance [5], sustituye a la publicación N° RS-G-1.7 de la misma colección, titulada *Aplicación de los conceptos de exclusión, exención y dispensa*<sup>2</sup>.

## OBJETIVO

1.6. El objetivo primordial de esta guía de seguridad es proporcionar recomendaciones y orientación sobre la aplicación del concepto de exención en el marco de situaciones de exposición planificadas, lo cual incluye recomendaciones sobre la aplicación de los niveles de exención que figuran en el apéndice I de la publicación GSR Part 3 [1] (en lo sucesivo, “exención genérica”) y la aplicación del concepto de exención caso por caso (en lo sucesivo, “exención específica”), así como orientaciones sobre la exención de los artículos contaminados en la superficie.

1.7. En esta guía de seguridad se explica el concepto de exclusión. También se presenta un enfoque recomendado basado en la aplicación de valores de cribado para la adopción de decisiones en situaciones de exposición existentes, incluido el comercio de productos básicos.

1.8. La presente guía de seguridad va dirigida principalmente a gobiernos, órganos reguladores y entidades explotadoras y tiene por objeto ayudarlos a cumplir el requisito 8 de GSR Part 3 [1] en lo que respecta a la exención de fuentes y prácticas de control reglamentario. Esta guía será de interés para las personas o entidades que manipulan fuentes, materiales que contienen radionucleidos o generadores de radiación, así como para los proveedores de servicios técnicos en el ámbito de la protección radiológica.

## ALCANCE

1.9. En esta guía de seguridad se aborda la exención de prácticas o fuentes adscritas a prácticas de control reglamentario de conformidad con lo establecido en el requisito 8 de GSR Part 3 [1] y según se describe con más detalle en el apéndice I de dicha publicación. La presente guía es aplicable a todas las instalaciones y actividades para las que resulta pertinente el concepto de exención.

---

<sup>2</sup> ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Aplicación de los conceptos de exclusión, exención y dispensa, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° RS-G-1.7, OIEA, Viena, 2007.

En ella también se examina la aplicación de un enfoque graduado al concepto de exención mediante el uso de la exención genérica y la exención específica.

1.10. En esta guía de seguridad, la exención del control reglamentario se refiere únicamente a los aspectos radiológicos de la práctica justificada o las fuentes adscritas a la práctica justificada. Por tanto, puede que siga siendo adecuado el control reglamentario destinado a hacer frente a los peligros no relacionados con las radiaciones.

1.11. En esta guía de seguridad se explica el concepto de exclusión y su relación con la exención y la dispensa.

1.12. En la presente guía se analiza principalmente la exención del control reglamentario en situaciones de exposición planificadas. Aunque el concepto de exención solo es aplicable a las situaciones de exposición planificadas, también se ofrece orientación sobre la aplicación de un enfoque de cribado para la adopción de decisiones en relación con la gestión de determinadas situaciones de exposición existentes. Las situaciones de exposición existentes incluyen las relacionadas con materiales de construcción o materiales radiactivos residuales derivados de actividades del pasado<sup>3</sup> y las que se producen tras la transición al término de una situación de exposición de emergencia. Las situaciones de exposición de emergencia quedan fuera del alcance de esta guía de seguridad, aunque se explica la relación entre distintas situaciones de exposición.

1.13. En esta guía de seguridad se ofrecen orientaciones sobre un posible enfoque de cribado para el comercio internacional de productos básicos no alimentarios que contienen radionucleidos. En la referencia [6] figura más información técnica detallada sobre la seguridad radiológica en el comercio de productos básicos.

1.14. En la presente guía no se aborda la aplicación del concepto de dispensa, que se trata por separado en GSG-18 [5].

1.15. Las recomendaciones formuladas en GSR Part 3 [1] sobre la aplicación de las disposiciones en materia de exención a los productos de consumo que contienen pequeñas cantidades de radionucleidos o generadores de radiación y a los productos de consumo que contienen radionucleidos como productos de

---

<sup>3</sup> Todo material contaminado con radionucleidos o que contenga radionucleidos derivados de actividades del pasado que nunca estuvieron sometidas a control reglamentario, o que lo estuvieron pero no de conformidad con los requisitos establecidos en GSR Part 3 [1].

activación figuran en la publicación N° SSG-36 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Radiation Safety for Consumer Products* [7].

1.16. Los términos utilizados en esta guía de seguridad deben entenderse tal como se definen y explican en GSR Part 3 [1] y en el *Glosario de seguridad nuclear tecnológica y física del OIEA* [3].

## ESTRUCTURA

1.17. En la sección 2 se presenta una visión general de las definiciones y los conceptos básicos de exclusión, exención y dispensa centrada en la aplicación del concepto de exención en situaciones de exposición planificadas y en la aplicación de un enfoque de cribado para facilitar la adopción de decisiones en situaciones de exposición existentes. En la sección 3 se formulan recomendaciones sobre las funciones y responsabilidades del Gobierno, los órganos reguladores y el solicitante y sobre otras disposiciones organizativas y administrativas relativas a la exención.

1.18. En las secciones 4 y 5 figuran recomendaciones y orientación sobre los conceptos de exención genérica y exención específica, respectivamente. En la sección 6 se ofrecen recomendaciones y orientación sobre otras cuestiones relacionadas con la exención, como la monitorización y la verificación del cumplimiento de los niveles de exención y la revocación o revisión de las exenciones, mientras que en la sección 7 se analiza el uso de valores de cribado en situaciones de exposición existentes y se brindan recomendaciones sobre un enfoque genérico para el comercio de productos básicos no alimentarios que contienen radionucleidos.

1.19. En el apéndice I se reproducen el cuadro I.1 y los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1] para facilitar la consulta. En el apéndice II se proporcionan recomendaciones más detalladas sobre la monitorización y la verificación del cumplimiento de los criterios de exención. En el anexo I se presentan ejemplos de cómo determinar la exención en el caso de materiales que contengan más de un radionucleido. En el anexo II se ofrecen ejemplos de modelos dosimétricos para artículos contaminados en la superficie, y en el anexo III se proporcionan dos ejemplos de uso práctico de valores de cribado para la adopción de decisiones aplicados en situaciones de exposición existentes: la gestión de materiales residuales de desecho en el Japón tras el accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi y un enfoque de cribado para materiales de construcción.

## 2. LOS CONCEPTOS DE EXCLUSIÓN, EXENCIÓN Y DISPENSA

2.1. En la publicación GSR Part 3 [1] se establecen los requisitos para la protección de las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación. En dicha publicación se abordan todas las situaciones de exposición y se presentan los conceptos de exclusión, exención y dispensa. En esta sección se describen esos conceptos y sus interrelaciones haciendo especial hincapié en la exención de prácticas o fuentes adscritas a prácticas.

### SITUACIONES DE EXPOSICIÓN

2.2. La publicación GSR Part 3 [1] se aplica a todas las situaciones que impliquen una exposición a la radiación que sea susceptible de control en relación con tres tipos de situación diferentes: situaciones de exposición planificada, situaciones de exposición de emergencia y situaciones de exposición existentes. En el párrafo 1.20 de GSR Part 3 [1] se señala lo siguiente:

“Juntos, estos tres tipos de situación de exposición abarcan todas las situaciones de exposición a las que se [aplica GSR Part 3]:

- 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. En las situaciones de exposición planificadas cabe prever que haya cierto grado de exposición [...].
- 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”.

2.3. Las disposiciones de GSR Part 3 [1] se aplican tanto a los radionucleidos de origen natural como a los radionucleidos artificiales. Los radionucleidos artificiales se producen deliberadamente o se utilizan en ciertas prácticas, por lo que también se les aplican los requisitos para las situaciones de exposición planificadas detallados en la sección 3 de GSR Part 3 [1]. Por consiguiente, dichas prácticas (o fuentes adscritas a esas prácticas) quedan comprendidas en el alcance del sistema regulador con arreglo a un enfoque graduado. En el marco jurídico y regulador aplicable a las situaciones de exposición planificadas se utilizan los conceptos de exención y dispensa para definir con mayor precisión el alcance del control reglamentario.

2.4. Para la mayoría de los materiales que contienen radionucleidos de origen natural se aplican los requisitos relativos a las situaciones de exposición existentes. Constituye una excepción la exposición a materiales que contengan radionucleidos de origen natural cuya concentración de actividad exceda de 1 Bq/g en el caso de cualquier radionucleido de la cadena de desintegración del uranio o del torio y de 10 Bq/g en el caso del  $^{40}\text{K}$ , a los que se aplican los requisitos relativos a las situaciones de exposición planificadas (véase el párr. 3.4 a) de GSR Part 3 [1]).

2.5. En el caso de la exposición debida a la presencia de radionucleidos en los productos básicos (incluidos alimentos, piensos, agua potable, fertilizantes agrícolas y enmiendas del suelo, así como materiales de construcción) o de materiales radiactivos residuales en el medio ambiente, se aplican los requisitos para las situaciones de exposición existentes independientemente de si los radionucleidos son de origen artificial o natural (véase el párr. 5.1 b) y c) ii) de GSR Part 3 [1]).

2.6. Por lo general, los materiales que contienen radionucleidos de origen natural con una concentración individual de la actividad inferior a 1 Bq/g respecto de los nucleidos de las series del uranio y el torio y a 10 Bq/g en el caso del  $^{40}\text{K}$  a menudo

no necesitan ser objeto de un control reglamentario, salvo en casos específicos en que el órgano regulador lo considere apropiado. Estos valores de la concentración de la actividad se calcularon sobre la base del concepto de exclusión (es decir, entendiendo que las exposiciones conexas no eran susceptibles de control; véanse los párrs. 2.7 y 2.8), y se seleccionaron teniendo en cuenta el valor más alto de la distribución mundial de concentraciones de la actividad en el suelo no modificadas.

## CONCEPTO DE EXCLUSIÓN

2.7. En el párrafo 1.42 de GSR Part 3 [1] se señala que los requisitos establecidos en dicha publicación “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 [GSR Part 3]”. Por ejemplo, no es factible controlar el  $^{40}\text{K}$  en el cuerpo humano o la radiación cósmica en la superficie de la Tierra (véase la nota a pie de página 8 de GSR Part 3 [1]). Otros ejemplos de exposiciones excluidas son a) las concentraciones no modificadas de radionucleidos de origen natural en el suelo, incluidas las de zonas de alta radiación de fondo natural; b) otros radionucleidos primordiales (por ejemplo,  $^{87}\text{Rb}$ ,  $^{138}\text{La}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ ,  $^{176}\text{Lu}$ ) presentes en concentraciones de la actividad no modificadas; y c) la lluvia radiactiva resultante de anteriores ensayos atmosféricos de armas nucleares.

2.8. Las exposiciones excluidas son exposiciones para las que no se exigen medidas de control, independientemente de su magnitud. Por consiguiente, las fuentes en las que se originan tales exposiciones están excluidas de control reglamentario y quedan fuera del alcance de los requisitos establecidos en GSR Part 3 [1].

## CONCEPTO DE EXENCIÓN

2.9. En GSR Part 3 [1] se especifica exclusivamente el concepto de exención en el contexto de las prácticas y las fuentes adscritas a prácticas en situaciones de exposición planificadas. En el requisito 8 de la publicación GSR Part 3[1] se dispone 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 [GSR Part 3]. 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”.**

2.10. La exención determina *a priori* qué prácticas justificadas y fuentes adscritas a prácticas justificadas pueden quedar exentas de la obligación de cumplir algunos o todos los requisitos reglamentarios correspondientes a las prácticas — en particular, los requisitos en materia de notificación, registro y concesión de licencias— sobre la base del cumplimiento de determinados criterios de exención.

2.11. En el párrafo I.1 del apéndice I de GSR Part 3 [1] se establece lo siguiente:

“Los criterios generales de exención de una práctica o de una fuente adscrita a una práctica respecto de la aplicación total o parcial de los requisitos de [la publicación GSR Part 3] son que:

- a) los riesgos radiológicos derivados de la práctica o de una fuente adscrita a la práctica sean tan bajos que no sea preciso su control reglamentario, sin que exista probabilidad considerable de que se den situaciones que pudieran conducir a un incumplimiento del criterio general de exención; o
- b) el control reglamentario de la práctica o de la fuente no reporte beneficio neto alguno, en el sentido de que ninguna medida razonable de control reglamentario daría unos resultados que mereciesen la pena en lo que respecta a la reducción de las dosis individuales o de los riesgos para la salud”.

El criterio a) se refiere tanto a las exposiciones normales (es decir, las exposiciones en condiciones normales de funcionamiento) como a las exposiciones potenciales (es decir, las exposiciones que pueden resultar de un incidente operacional previsto o un accidente). el control reglamentario podría no estar justificado, ya que no conduciría a una mayor optimización de la protección, independientemente del nivel real de exposición.

2.12. En lo que respecta a la aplicación del concepto de exención para los materiales que contienen radionucleidos de origen natural, en la nota a pie de página 60 de GSR Part 3 [1] se indica lo siguiente:

“Los materiales que contienen radionucleidos de origen natural con una concentración de la actividad inferior a 1 Bq/g respecto de cualquier radionucleido de la cadena de desintegración del uranio y la cadena de

desintegración del torio e inferior a 10 Bq/g en el caso del  $^{40}\text{K}$  no están sujetos a los requisitos de la Sección 3 [de GSR Part 3] relativos a las situaciones de exposición planificadas (párr. 3.4 a) [de GSR Part 3]); por consiguiente, el concepto de exención de los requisitos de [GSR Part 3] no se aplica a esos materiales”.

2.13. En el párrafo I.8 de GSR Part 3 [1] se establece que “[l]os materiales radiactivos derivados de descargas autorizadas están exentos de todo requisito de notificación, registro o concesión de licencia, a menos que el órgano regulador especifique otra cosa”.

## CONCEPTO DE DISPENSA

2.14. Mientras que la exención se utiliza como parte de un proceso de determinación de la naturaleza y el alcance del control reglamentario, la dispensa tiene por objeto establecer qué materiales sometidos a control reglamentario pueden ser liberados de dicho control. Por tanto, la decisión de conceder la dispensa suele adoptarse durante o después de las actividades planificadas con una fuente adscrita a una práctica, mientras que la exención se refiere, en cambio, a una decisión *a priori*. Por consiguiente, la dispensa se distingue de la exención, aunque los criterios generales en los que se basan los conceptos son muy semejantes (véanse los párrs. I.1 y I.10 de GSR Part 3 [1]).

2.15. El órgano regulador podrá conceder una dispensa para la eliminación del control reglamentario sobre el material radiactivo o los objetos radiactivos adscritos a prácticas notificadas o autorizadas [3], con la posible inclusión de objetos contaminados en la superficie (véase el párr. I.13 de GSR Part 3 [1]). Se presupone que cualquier material u objeto adscrito a una práctica notificada o autorizada que sea radiactivo (o que pase a ser radiactivo o se contamine en la superficie durante la realización de actividades adscritas a esa práctica) se tendrá en cuenta en el marco de los procesos de notificación y autorización. La eliminación del control reglamentario de estos materiales u objetos (ya sea en el curso de la práctica o al término de esta) es una cuestión de dispensa, no de exención. Son ejemplos de ello los materiales (incluidos los materiales de construcción) y los objetos que han pasado a ser radiactivos por activación en instalaciones que albergan aceleradores o en centrales nucleares, así como los objetos contaminados en la superficie por fuentes no selladas. En la publicación GSG-18 [5] se ofrecen por separado recomendaciones sobre la dispensa de materiales y objetos correspondientes a una práctica que no se abordan con mayor detalle en la presente guía de seguridad.

## EL PAPEL DE LA EXENCIÓN EN LAS SITUACIONES DE EXPOSICIÓN PLANIFICADAS

### **Aplicación del principio de justificación**

2.16. En el contexto de la concesión de exenciones, se debería tener en cuenta el requisito establecido en GSR Part 3 [1] de que las prácticas y las fuentes estén justificadas. En el párrafo 1.13 de dicha publicación se señala lo siguiente:

“La explotación de instalaciones o la realización de actividades que utilizan una nueva fuente de radiación y que pueden aumentar o reducir las exposiciones o la probabilidad de que éstas se produzcan debe justificarse en el sentido de que los beneficios individuales y sociales previstos superen el detrimento que se podría ocasionar. La comparación del detrimento y el beneficio suele ir más allá de la consideración de la protección y la seguridad, e incluye asimismo el examen de factores económicos, sociales y ambientales”.

2.17. En el párrafo 3.11 de GSR Part 3 [1] se indica expresamente que “[n]o se concederá ninguna exención para prácticas que no se consideren justificadas”. Por consiguiente, la exención nunca anula el principio de justificación.

2.18. Entre las prácticas que no se consideran justificadas figuran aquellas que entrañen la adición deliberada de sustancias radiactivas a alimentos o bebidas y las que entrañen la adición innecesaria de sustancias radiactivas a juguetes y joyas o adornos personales (véase el párr. 3.17 de GSR Part 3 [1]). Las recomendaciones específicas sobre la justificación en el caso de los productos de consumo (es decir, los dispositivos o artículos manufacturados en los que se han incorporado deliberadamente radionucleidos) 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* [8].

### **Enfoque graduado**

2.19. En el párrafo 2.12 de GSR Part 3 [1] se sientan las bases para la aplicación de un enfoque graduado y se señala que “[l]a aplicación de los requisitos para el sistema de protección y seguridad será proporcional a los riesgos de radiación asociados a la situación de exposición”.

2.20. En el requisito 6 de GSR Part 3[1] se dispone lo siguiente:

**“La aplicación de los requisitos de [GSR Part 3] 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”.**

2.21. En el párrafo 4.5 de la publicación GSR Part 1 (Rev. 1)[2] se indica lo siguiente:

“El órgano regulador asignará recursos en proporción a los riesgos radiológicos asociados a las instalaciones y actividades, con arreglo a un enfoque graduado. Por consiguiente, en el curso de los riesgos radiológicos más bajos, puede convenir que el órgano regulador exima una actividad determinada de algunos o de todos los aspectos del control reglamentario”.

2.22. En el párrafo 3.6 de GSR Part 3 [1] se establece que “[I]a aplicación de los requisitos de [GSR Part 3] se realizará de conformidad con el enfoque graduado y se ajustará a cualquier requisito especificado por el órgano regulador”. La exención delimita el alcance del control reglamentario de las situaciones de exposición planificadas, por lo que puede entenderse como primer paso en la aplicación de un enfoque graduado. Si no está exenta, la práctica o la fuente adscrita a la práctica queda comprendida en el alcance del control reglamentario, que a continuación también debe aplicarse con arreglo a un enfoque graduado proporcional a los riesgos de radiación asociados (véanse los párrs. 2.18 y 2.31 de GSR Part 3 [1]).

2.23. De conformidad con los párrafos 2.18 y 2.31 de GSR Part 3 [1], también se debe aplicar un enfoque graduado en el caso de las situaciones de exposición existentes, en relación con las cuales la estrategia de protección se guía por niveles de referencia. En tales situaciones, el enfoque graduado podría incluir la decisión de no aplicar ningún control sobre la base de un cribado en el que se utilice un criterio de dosis o una magnitud operacional derivada para demostrar que no aplicar controles es el enfoque óptimo. Conforme a ese enfoque graduado, cuando se superen los valores de cribado debería considerarse la posibilidad de aplicar medidas adicionales de protección y seguridad; por debajo de tales niveles, no es necesario adoptar otras medidas. Así pues, el método de cribado es una herramienta que facilita la adopción de decisiones en situaciones de exposición existentes de manera semejante al uso de niveles de exención en las situaciones de exposición planificadas. La aplicación de un enfoque graduado permite hacer un uso eficaz de los recursos del órgano regulador en la medida en que se pueden dirigir más atención y recursos a las prácticas y fuentes que entrañan riesgos radiológicos más significativos.

## **Exención genérica y exención específica**

2.24. En el caso de las prácticas que comportan el uso de fuentes, la exención puede aplicarse sin ulterior examen (exención genérica; véase la sección 4) o mediante la imposición de condiciones específicas por parte del órgano regulador (exención específica; véase la sección 5). Estas condiciones pueden referirse a un tipo de práctica en particular, a requisitos específicos en virtud de los cuales las actividades relacionadas con fuentes pueden llevarse a cabo sin control reglamentario o a una combinación de ambas cosas. En el párrafo I.6 de GSR Part 3 [1] se establece que “[p]odrán concederse exenciones con sujeción a las condiciones que especifique el órgano regulador, como las relativas a la forma física o química de los materiales radiactivos, y a su utilización o a los medios para su disposición final”. Ello se denomina “exención específica” en la presente guía de seguridad.

2.25. La exención específica se describe en el párrafo I.6 de GSR Part 3 [1], por ejemplo, para tipos de equipos aprobados que contengan materiales radiactivos que no estén exentos automáticamente sin ulterior examen. Existen otros casos de exención específica que se describen detalladamente en la sección 5, como los siguientes:

- a) productos de consumo (véase el párr. 2.32 de la publicación SSG-36 [7]);
- b) cantidades a granel de materiales sólidos que contienen radionucleidos de origen natural (véase el párr. I.4 de GSR Part 3 [1]), y
- c) artículos contaminados en la superficie.

También podrá considerarse la posibilidad de conceder una exención específica a otros equipos que contengan materiales radiactivos; de no concederse dicha exención, de conformidad con GSR Part 3 [1] dichos equipos deberán ser notificados al órgano regulador y, cuando proceda, ser aprobados por este.

## **Enfoque reglamentario para las prácticas no exentas**

2.26. Si una práctica o fuente adscrita a una práctica no cumple los criterios de exención (ya sea de exención genérica, ya de exención específica), deberá someterse al control reglamentario descrito en la sección 3 de GSR Part 3 [1]. En el marco de un enfoque graduado (véase el requisito 6 de GSR Part 3 [1]), la persona o entidad responsable de la práctica o fuente debe presentar una notificación oficial al órgano regulador (véase el requisito 7 de GSR Part 3 [1]). La notificación basta en el caso de las fuentes o prácticas para las que sea poco probable que las exposiciones sobrepasen una pequeña fracción de los límites

de dosis y cuando sean insignificantes la probabilidad y la magnitud de las exposiciones potenciales y cualquier otra consecuencia perjudicial potencial (véase el párr. 3.7 de la publicación GSR Part 3 [1]). Figuran recomendaciones sobre el proceso de notificación en la publicación N° GSG-13 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Funciones y procesos del órgano regulador relativos a la seguridad* [9].

2.27. En los casos en que se considere que la notificación no basta por sí sola, la persona o entidad responsable de la práctica prevista (es decir, la entidad explotadora) deberá solicitar autorización al órgano regulador (véase el párr. 3.8 de GSR Part 3 [1]). De conformidad con el enfoque graduado, la autorización podrá adoptar la forma de un registro o una licencia.

2.28. La inscripción en registro es una modalidad de autorización de instalaciones y actividades de riesgo bajo o moderado por la cual la persona o entidad responsable de la práctica efectúa, según proceda, una evaluación de la seguridad de las instalaciones y el equipo y la presenta al órgano regulador, tras lo cual se autoriza la práctica o el uso en cuestión con las condiciones o limitaciones que correspondan [3].

2.29. Las prácticas para las que no se considere suficiente el registro deberían autorizarse mediante licencia [3]. Para ello es necesario que el solicitante realice una evaluación de la seguridad detallada (véanse los párrs. 5.4 y 5.9 de esta guía de seguridad) y la presente al órgano regulador [1].

2.30. En la figura 1 se ilustran los conceptos de exclusión y de exención en situaciones de exposición planificadas y la aplicación de un método de cribado para la adopción de decisiones en situaciones de exposición existentes.

### 3. FUNCIONES Y RESPONSABILIDADES EN RELACIÓN CON LA EXENCIÓN DE PRÁCTICAS Y FUENTES

#### GOBIERNO Y ÓRGANO REGULADOR

3.1. Las responsabilidades del gobierno<sup>4</sup> en materia de protección y seguridad se establecen en el requisito 2 de GSR Part 3 [1]. Estas responsabilidades constan del establecimiento de un marco jurídico y regulador eficaz para la protección y

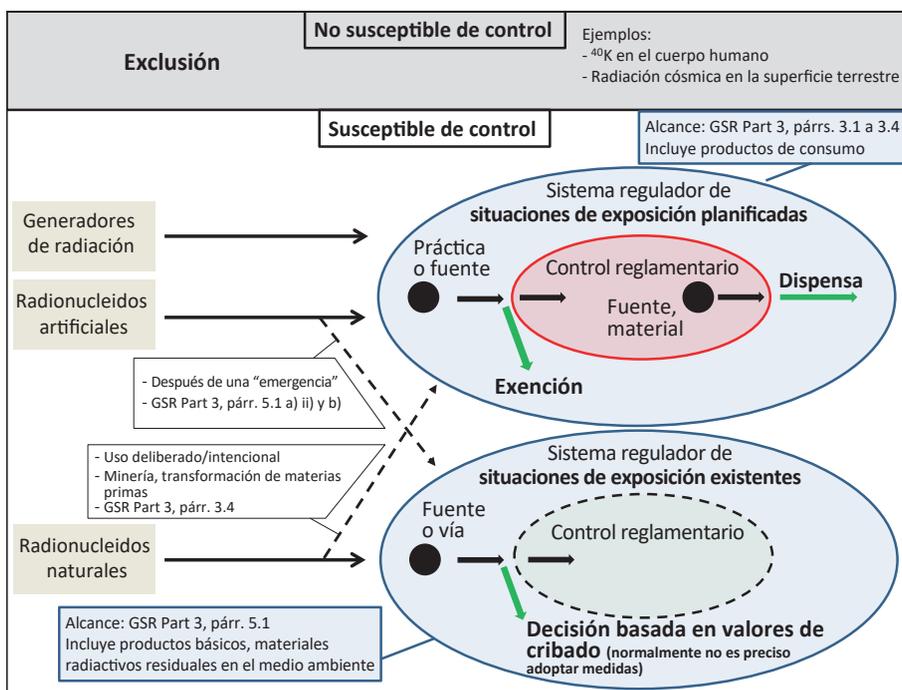


Fig. 1. Conceptos de exclusión, exención y dispensa. Debería procederse a la justificación previa de las fuentes o prácticas susceptibles de control.

<sup>4</sup> Dado que los países presentan distintas estructuras jurídicas, el término "gobierno" aquí empleado habrá de entenderse en un sentido amplio y, por consiguiente, es intercambiable con el término "Estado".

la seguridad y la creación de un órgano regulador independiente dotado de las facultades legales, la competencia y los recursos necesarios.

3.2. Las responsabilidades del órgano regulador en materia de protección y seguridad se establecen en el requisito 3 de GSR Part 3 [1].

3.3. En lo que respecta a la aplicación del concepto de exención, en el párrafo 3.10 de GSR Part 3 [1] se indica lo siguiente:

“El gobierno o el órgano regulador determinarán las prácticas o las fuentes adscritas a prácticas que quedarán exentas de alguno o todos los requisitos de [GSR Part 3], incluidos los requisitos relativos a la notificación, el registro o la licencia, utilizando como base para esta determinación los criterios de exención especificados en el apéndice I [de GSR Part 3] o cualquier nivel de exención que especifique el órgano regulador sobre la base de estos criterios”.

3.4. El órgano regulador debería establecer un marco para la exención partiendo de los criterios definidos en el apéndice I de GSR Part 3 [1]. En dicho marco, el órgano regulador debería indicar los criterios de exención genérica e información adicional pertinente para las exenciones específicas. En el proceso de adopción de decisiones relativas a las exenciones específicas, puede resultar necesario que el órgano regulador interactúe con la persona responsable de la fuente o práctica. Pueden darse casos en los que se concedan exenciones específicas a determinados tipos de productos (véanse los párrs. 5.3 y 5.13 de la presente guía de seguridad), en el marco de lo cual el órgano regulador también podría mantenerse en contacto con el fabricante. Esas interacciones podrán ir de una simple transmisión de información a una evaluación completa de la seguridad, en función de las características de la práctica y de los requisitos del órgano regulador.

3.5. En algunos casos, el órgano regulador puede considerar necesario examinar determinadas actividades para adoptar una decisión sobre su exención.

3.6. El órgano regulador debería garantizar que el marco de la exención sea coherente con el marco regulador general en materia de seguridad y, cuando proceda, con otros marcos reguladores. En relación con la publicación N° SSR-6 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos*, Edición de 2018 [10], en el

párrafo I.5 de GSR Part 3 [1] se señala lo siguiente (se omiten las referencias y la nota a pie de página):

“El *Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos* del OIEA [...] no se aplica a los materiales exentos ni a las remesas exentas [...] en los que la concentración de la actividad [...] no supere el ‘valor básico del radionucleido’ pertinente indicado en el Reglamento de Transporte del OIEA [...]. Normalmente, esos valores básicos de los radionucleidos son numéricamente iguales a las concentraciones de la actividad exentas o actividades exentas correspondientes que figuran en el cuadro I.1 [de GSR Part 3]”.

## SOLICITANTE

3.7. En el requisito 4 de GSR Part 3 [1] se establece que “[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**”.

3.8. La persona o entidad responsable de instalaciones o actividades que comporten el empleo de fuentes debería verificar si la práctica o las fuentes adscritas a la práctica cumplen los criterios de exención especificados de conformidad con el requisito 8 de GSR Part 3 [1]. El solicitante podría verificar directamente dicho cumplimiento, o se podría pedir al órgano regulador que confirmara si la práctica o fuente en cuestión está exenta. Por ejemplo, tras la notificación, el órgano regulador podría comprobar si la práctica o fuente está sujeta a una exención genérica y considerar la posibilidad de conceder una exención específica (sobre la base de una evaluación de la seguridad).

3.9. Corresponden al solicitante las siguientes responsabilidades en relación con la exención:

- a) cumplir todas las condiciones ligadas a la exención y verificar periódicamente dicho cumplimiento;
- b) realizar una evaluación de la seguridad adecuada y proporcional al posible riesgo radiológico de una práctica prevista cuando el órgano regulador solicite dicha evaluación antes de conceder una exención específica;
- c) garantizar que no se introduzcan en la práctica o en las fuentes modificaciones o cambios que invaliden la exención o cualquiera de sus condiciones, y

- d) informar al órgano regulador si algún cambio en la práctica invalida la exención y, por tanto, la práctica quedaría sujeta a los requisitos de notificación, registro y concesión de licencia, según proceda.

## 4. EXENCIÓN GENÉRICA DE PRÁCTICAS O FUENTES

4.1. Los criterios generales de exención de una práctica o una fuente adscrita a una práctica a efectos de la aplicación total o parcial de los requisitos especificados en GSR Part 3 [1] se establecen en el párrafo I.1 de dicha publicación. Estos criterios generales son de naturaleza subjetiva y comportan juicios de valor por parte del gobierno o del órgano regulador a la hora de establecer un marco regulador tanto para la exención genérica como para la exención específica. El establecimiento y el uso de criterios de dosis para adoptar una decisión sobre la exención de una práctica (véase el párr. 4.2) ayudan a establecer un enfoque coherente y armonizado en materia de protección de los trabajadores y el público frente a los riesgos radiológicos.

4.2. En relación con los radionucleidos artificiales, en el párrafo I.2 de GSR Part 3 [1] se indica lo siguiente:

“Una práctica o una fuente adscrita a una práctica podrá declararse exenta sin ulterior examen respecto de la aplicación total o parcial de los requisitos de [GSR Part 3] en virtud de lo dispuesto en el párr. I.1 a) [de GSR Part 3] siempre que, en todas las circunstancias razonablemente previsibles, la dosis efectiva que se prevea que recibirá cualquier persona (normalmente evaluada sobre la base de una evaluación de la seguridad) a causa de la práctica exenta o de la fuente exenta adscrita a la práctica sea del orden de 10  $\mu\text{Sv}$  o menos en un año. A fin de tener en cuenta escenarios de baja probabilidad, podría utilizarse un criterio diferente, a saber, que la dosis efectiva que se prevea que recibirá cualquier persona en esos escenarios de baja probabilidad no exceda de 1 mSv en un año”.

Por “del orden de 10  $\mu\text{Sv}$  o menos en un año” ha de entenderse que se trata de una dosis insignificante. En este contexto, en la referencia [11] se habla de unas cuantas decenas de microsievverts al año<sup>5</sup>. Para el establecimiento de los

---

<sup>5</sup> Con ello se pretende cubrir el rango de 10 a 100  $\mu\text{Sv}$  anuales (véase el párr. 67 de la referencia [11]).

niveles de exención genéricos se utilizó como límite inferior un valor de 10  $\mu\text{Sv}$  anual, ya que una persona podría estar expuesta a más de una fuente exenta.

4.3. En el párrafo I.2 de GSR Part 3 [1] se señala que la dosis efectiva anual que previsiblemente recibirá cualquier persona habrá de ser “normalmente evaluada sobre la base de una evaluación de la seguridad”. Aunque una evaluación detallada de la seguridad demostraría el cumplimiento de los criterios de dosis, no siempre será necesario realizar una evaluación de ese tipo en el caso de las fuentes para las que se prevea una exposición muy baja. La lista de fuentes que quedan automáticamente exentas sin ulterior examen (es decir, la exención genérica) figura en el párrafo I.3 de GSR Part 3 [1].

4.4. En lo que respecta a la exención automática sin ulterior consideración (es decir, la exención genérica), se han calculado valores de actividad total (Bq) y de concentración de la actividad (Bq/g) para una amplia gama de radionucleidos (véanse el párr. I.3 y los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1]). Estos niveles de exención genérica se obtuvieron utilizando modelos basados en una serie de escenarios de exposición limitantes (confinantes) y cálculos conservadores (véase la nota a pie de página 59 de GSR Part 3 [1] y las refs. [4 y 12] de esta guía de seguridad), teniendo en cuenta las vías de exposición más pertinentes (es decir, la irradiación externa, la inhalación de polvo, la ingestión y la contaminación por vía cutánea).

4.5. En los niveles de exención genérica, se distingue entre cantidades moderadas de materiales y cantidades de materiales a granel. El término “cantidades moderadas” se refiere a “prácticas relacionadas con el uso en pequeña escala de la actividad cuando las cantidades en cuestión son como máximo del orden de una tonelada” (véase la nota 58 a pie de página de GSR Part 3 [1]). El término “cantidades a granel” puede entenderse como cantidades de materiales que superan las cantidades moderadas. La expresión “del orden de” debería interpretarse de forma pragmática a fin de permitir cierta flexibilidad en la clasificación de la cantidad de materiales como moderada o a granel al considerar los niveles de exención genérica. En los párrafos 4.12 a 4.22 se ofrecen recomendaciones sobre la aplicación práctica de los niveles de exención genérica de cantidades de materiales moderadas y a granel.

4.6. El uso de niveles de exención genérica en relación con la adopción de decisiones sobre la concesión de exenciones tiene ventajas prácticas en la medida en que estos niveles son fáciles de aplicar. El uso de tales niveles también conduce a una mayor coherencia en la adopción de decisiones y promueve entre los Estados un enfoque armonizado en materia de exención.

CUADRO 1. APLICABILIDAD DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN GENÉRICA ESTABLECIDOS EN GSR PART 3 [1] EN RELACIÓN CON LAS CANTIDADES DE MATERIALES MODERADAS Y A GRANEL

Tipo de radionucleido	Cantidades moderadas (sólidos, líquidos, gases)	Cantidades a granel (sólidos <sup>a</sup> )
Radionucleidos artificiales	Cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]	Cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]
Radionucleidos de origen natural	Cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]	No se aplica <sup>b</sup>

<sup>a</sup> En GSR Part 3 [1] no se especifican niveles de exención genérica para cantidades a granel de líquidos o gases. Por consiguiente, la exención debería examinarse caso por caso (exención específica).

<sup>b</sup> La exención ha de examinarse caso por caso (exención específica) conforme a un criterio de dosis del orden de 1 mSv al año (véase el párr. I.4 de GSR Part 3 [1]).

4.7. En el apéndice I de GSR Part 3 [1] no se especifican niveles de exención genérica para los artículos contaminados en la superficie. Dichos artículos deberían tratarse como casos de exención específica según se describe en los párrafos 5.18 a 5.21 de esta guía de seguridad.

4.8. En el apéndice I de GSR Part 3 [1] no se especifican niveles de exención genérica en relación con las cantidades de materiales a granel que contienen radionucleidos de origen natural (véanse los párrs. 5.15 a 5.17).

4.9. Las cantidades de materiales a granel no deberían interpretarse a efectos de exención como varias cantidades moderadas.

4.10. En el cuadro 1 se resume la aplicabilidad de los niveles de exención genérica para las cantidades de materiales moderadas o a granel que contengan radionucleidos artificiales o radionucleidos de origen natural. Para todos los demás casos (por ejemplo, líquidos y gases en cantidades a granel o artículos contaminados en la superficie), debería contemplarse la exención específica (véase la sección 5).

4.11. Si una práctica comporta el uso de materiales que contienen radionucleidos para los que no se establecen niveles de exención en los cuadros I.1 o I.2 de GSR Part 3 [1], el solicitante o el órgano regulador pueden remitirse a publicaciones

(por ejemplo, la ref. [12]) que proporcionen valores para otros radionucleidos siguiendo las metodologías proporcionadas en las referencias [4, 13].

## NIVELES DE EXENCIÓN GENÉRICA PARA LAS CANTIDADES DE MATERIALES MODERADAS

4.12. Los niveles de exención genérica para las cantidades de materiales moderadas en términos de actividad total y de concentración de la actividad se presentan en el cuadro I.1 de GSR Part 3 [1] y se reproducen en el apéndice I de la presente guía de seguridad. Los valores se obtuvieron utilizando modelos conservadores basados en los criterios de dosis establecidos en el párrafo I.2 de GSR Part 3 [1] y redondeados a potencias de diez (véase la nota a pie de página 9 de la ref. [4]). Los valores se aplican a sólidos, líquidos y gases [13].

4.13. Como se indica en el párrafo I.3 a) de GSR Part 3 [1], la exención genérica puede aplicarse en el caso siguiente (se omite la nota a pie de página):

“los materiales en cantidad moderada en los que la actividad total de un determinado radionucleido presente en los locales en un momento dado o la concentración de la actividad usada en la práctica no sobrepase el nivel de exención aplicable indicado en el cuadro I.1 [de GSR Part 3]”.

Con respecto a la actividad total en los locales, si hay varios lugares en una misma instalación autorizada, deberá tenerse en cuenta la actividad total en la instalación completa (es decir, no debería considerarse por separado cada ubicación). Cuando un mismo propietario tenga en funcionamiento varias instalaciones en emplazamientos distintos, cada una de ellas debería considerarse individualmente (es decir, como locales separados).

4.14. En el caso de los materiales que contengan una mezcla de radionucleidos, se utilizarán los niveles de exención indicados en el cuadro I.1 de GSR Part 3 [1] conforme al método de suma descrito en el párrafo I.7 de dicha publicación (véanse también los párrs. 4.23 a 4.28 de la presente guía de seguridad).

4.15. En los casos en que los niveles de exención indicados en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] no puedan cumplirse o aplicarse, la práctica o fuente aún podría ser objeto de exención específica, tal como se describe en la sección 5 de la presente guía de seguridad.

## NIVELES DE EXENCIÓN GENÉRICA PARA LAS CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL

4.16. Como se indica en el párrafo I.3 b) de GSR Part 3 [1] (se omite la nota a pie de página), la exención genérica puede aplicarse a “los materiales en cantidades a granel en los que la concentración de la actividad de un determinado radionucleido de origen artificial usado en la práctica no supere el valor pertinente indicado en el cuadro I.2 [de GSR Part 3]”.

4.17. Los criterios de exención genérica para las cantidades de materiales sólidos a granel y los niveles de exención especificados en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1] se aplican únicamente a los radionucleidos artificiales. De conformidad con el párrafo I.4 de GSR Part 3 [1], la exención de cantidades de materiales a granel que contienen radionucleidos de origen natural se examinará caso por caso (es decir, en calidad de exención específica), tal como se describe en los párrafos 5.14 a 5.17 de la presente guía de seguridad.

4.18. Para las cantidades de materiales a granel que contienen radionucleidos artificiales, se aplican los criterios de dosis indicados en el párrafo I.2 de GSR Part 3 [1] (es decir, los mismos que para las cantidades moderadas).

4.19. Para una práctica prevista que entrañe el uso de cantidades de materiales a granel que contengan radionucleidos artificiales, podrá concederse la exención sin ulterior examen (exención genérica) si la concentración de la actividad es inferior o igual a los valores especificados en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]. Dado que la práctica prevista entraña el uso de cantidades de materiales a granel (que no llevan implícito un límite máximo de cantidad), no existen niveles de exención genérica a efectos de la actividad total.

4.20. Para los materiales que contienen una mezcla de radionucleidos, se utilizarán los niveles de exención indicados en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1] con arreglo al método de suma descrito en el párrafo I.7 de dicha publicación (véanse también los párrs. 4.23 a 4.28 de la presente guía de seguridad).

4.21. Los niveles de exención para las cantidades de materiales sólidos a granel indicados en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1] también se aplican a la dispensa de materiales sin ulterior examen (véanse los párrs. 2.14 y 2.15 de la presente guía de seguridad). En ese sentido, los materiales para los que se ha concedido una dispensa incondicional también podrían quedar exentos a fin de que no vuelvan a entrar en el sistema de control reglamentario.

4.22. Para las cantidades de líquidos y gases a granel, debería contemplarse la exención específica (véase la sección 5).

## NIVELES DE EXENCIÓN GENÉRICA PARA LAS MEZCLAS DE RADIONUCLEIDOS

4.23. En el párrafo I.7 de GSR Part 3 [1] se establece lo siguiente (se omite el número de la ecuación):

“En el caso de la exención de los materiales radiactivos con más de un radionucleido, sobre la base de los niveles indicados en los cuadros I.1 [...] y I.2 [...] [de GSR Part 3], la condición para la exención de la aplicación total o parcial de [GSR Part 3] es que la suma de las distintas actividades o de las concentraciones de la actividad de los distintos radionucleidos, según el caso, sea inferior al nivel de exención derivado para la mezcla ( $X_m$ ), definido como sigue:

$$X_m = \frac{1}{\sum_{i=1}^n \frac{f(i)}{X(i)}}$$

donde

$f(i)$  es la fracción de actividad o concentración de actividad, según el caso, del radionucleido  $i$  en la mezcla;

$X(i)$  es el nivel aplicable al radionucleido  $i$  indicado en el cuadro I.1 [...] o el cuadro I.2 [de GSR Part 3];

y  $n$  es el número de radionucleidos presentes”.

4.24. Como alternativa a la ecuación indicada en el párrafo I.7 de GSR Part 3 [1], puede utilizarse la siguiente fórmula (regla de la suma ponderada):

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{EL_i} \leq 1 \tag{1}$$

donde

$C_i$  es la concentración de la actividad (Bq/g) o la actividad total (Bq) del *i*ésimo radionucleido en el material;

$EL_i$  es el nivel de exención correspondiente de la concentración de la actividad o de la actividad total en el material;

y  $n$  es el número de radionucleidos presentes.

4.25. En el caso de las cantidades de materiales sólidos a granel que contienen una mezcla de radionucleidos artificiales y de origen natural, no puede aplicarse la regla de la suma, por lo que debería contemplarse una exención específica. Los criterios de dosis que deben cumplirse de forma independiente son los que figuran en el párrafo I.2 de GSR Part 3 [1] para los radionucleidos artificiales y en el párrafo I.4 de la misma publicación [1] para los radionucleidos de origen natural.

4.26. Al aplicar las ecuaciones que figuran en los párrafos 4.23 o 4.24, es importante tener en cuenta las notas a pie de página de los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] relativas a los radionucleidos progenitores y su progenie cuyas contribuciones de dosis se tienen en cuenta en los cálculos de dosis (por lo que basta con tener en cuenta el nivel de exención del radionucleido progenitor).

4.27. Puede ignorarse cualquier radionucleido presente en una mezcla de radionucleidos cuya contribución a la suma ponderada sea insignificante [14]. Por ejemplo, pueden ignorarse los radionucleidos que contribuyan en conjunto con menos de 0,1 a la suma ponderada.

4.28. En el anexo I se presentan ejemplos de la manera de determinar la exención para los materiales que contienen mezclas de radionucleidos.

## LIMITACIONES DE LA APLICABILIDAD DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN GENÉRICA

4.29. Los valores indicados en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] no pueden aplicarse a todas las situaciones de exposición existentes, dado que el concepto de exención genérica solo se refiere a las situaciones de exposición planificadas. No obstante, los valores que figuran en dichos cuadros [1] pueden utilizarse como valores de cribado en determinados casos, como se describe en la sección 7.

4.30. Para la exención de los materiales durante el transporte de conformidad con SSR-6 (Rev. 1) [10], los valores de exención genérica que figuran en el cuadro I.1 de GSR Part 3 [1] coinciden con los utilizados en SSR-6 (Rev. 1) [10], y todos los

valores que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1] son inferiores o iguales a los utilizados en SSR-6 (Rev. 1) [10].

4.31. Los valores indicados en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] no están destinados a ser aplicados al control de descargas radiactivas ni al control de materiales radiactivos residuales en el medio ambiente (véase el párr. I.9 de GSR Part 3 [1]).

## DILUCIÓN

4.32. La dilución deliberada de materiales —a diferencia de la dilución que tiene lugar en el marco de las operaciones normales (es decir, cuando no se tiene en cuenta la radiactividad)— para cumplir los niveles de exención genérica establecidos en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] no debería permitirse sin aprobación previa del órgano regulador.

## EXENCIÓN GENÉRICA DE LAS PRÁCTICAS EN LAS QUE SE EMPLEAN GENERADORES DE RADIACIÓN

4.33. Como se indica en el párrafo I.3 c) de GSR Part 3 [1], los siguientes equipos adscritos a una práctica quedan automáticamente exentos sin ulterior examen sobre la base de los requisitos de GSR Part 3 [1]:

“los generadores de radiación de un tipo aprobado por el órgano regulador, o en forma de tubo electrónico, como un tubo de rayos catódicos para la presentación de imágenes visuales, siempre que:

- i) no causen, en condiciones normales de funcionamiento, una tasa de dosis equivalente ambiental o una tasa de dosis equivalente direccional, según el caso, superior a  $1 \mu\text{Sv/h}$  a una distancia de 0,1 m medida desde cualquier superficie accesible del equipo; o
- ii) la energía máxima de la radiación generada no sea superior a 5 keV”.

4.34. Son ejemplos de dichos generadores de radiación microscopios electrónicos, soldadores por haz electrónico, tubos de rayos catódicos, rectificadores electrónicos de alto voltaje y reguladores de tensión, interruptores de vacío, condensadores de vacío, magnetrones, tubos transmisores y tubos de televisión e intensificadores de imagen. En la referencia [11] puede consultarse más información al respecto.

4.35. En el caso de los generadores de radiación que no cumplan las condiciones indicadas en el párrafo I.3 c) de GSR Part 3 [1] se podrá conceder una exención específica, tal como se describe en la sección 5.

## **5. EXENCIÓN ESPECÍFICA DE PRÁCTICAS O FUENTES**

5.1. De conformidad con el párrafo I.6 de GSR Part 3 [1], podrán concederse exenciones con sujeción a las condiciones que especifique el órgano regulador (es decir, una exención específica; véase el párr. 2.24 de la presente guía de seguridad). Por consiguiente, si una práctica o fuente adscrita a una práctica no cumple los criterios en materia de exención genérica, o si estos criterios no pueden aplicarse, podría contemplarse una exención específica.

5.2. Para optar a obtener una exención específica, el solicitante debería demostrar que la práctica prevista está justificada y cumple los criterios generales de exención descritos en el párrafo I.1 de GSR Part 3 [1]. El órgano regulador puede decidir conceder una exención específica teniendo especialmente en cuenta lo dispuesto en el párrafo I.1 b) de GSR Part 3 [1] y otros criterios pertinentes para demostrar que la aplicación de controles reglamentarios no aportaría ningún beneficio. La concesión de una exención específica debería basarse en una evaluación de la seguridad que demuestre el cumplimiento de estos criterios de exención generales.

5.3. Como se describe en el párrafo 3.4, para la concesión de una exención específica quizás resulte necesario que el solicitante y el órgano regulador interactúen. Sin embargo, puede que determinadas prácticas o fuentes no exijan interacción de este tipo, por ejemplo, cuando los productos de consumo que cumplen los criterios de exención hayan estado muchos años disponibles y la exención de tales productos pueda incluirse en el marco regulador sin necesidad de interacción.

### **EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD**

5.4. En general, la evaluación de la seguridad es una evaluación de todos los aspectos de una práctica que guarden relación con la protección y seguridad [3]. A efectos de exención, la evaluación debería valorar la seguridad de una práctica prevista o de una fuente adscrita a una práctica, considerando la magnitud de

los riesgos radiológicos y la adecuación de las medidas de seguridad. La evaluación de los riesgos radiológicos en cuanto a la probabilidad y la magnitud de la exposición previstas debería tener en cuenta las exposiciones derivadas del funcionamiento normal, así como las exposiciones potenciales derivadas de incidentes operacionales previstos y condiciones de accidente. Los requisitos para la evaluación de la seguridad aparecen establecidos en los párrafos 3.29 a 3.36 de GSR Part 3 [1].

5.5. De conformidad con el párrafo 3.29 de GSR Part 3 [1], la persona o entidad responsable de las instalaciones y actividades debe presentar una evaluación de la seguridad al solicitar una autorización.

5.6. Muchas veces, cuando debe adoptarse una decisión sobre una exención específica (es decir, cuando no puede aplicarse la exención genérica), se necesita una evaluación específica de la seguridad. Dicha evaluación debería demostrar que se cumplen los criterios generales en materia de exención establecidos en el párrafo I.1 de GSR Part 3 [1].

5.7. El órgano regulador podrá imponer requisitos sobre el método y la estructura de la evaluación de la seguridad utilizada para respaldar una solicitud de exención específica. Son ejemplos de esos requisitos una caracterización y descripción completas de la fuente y/o del equipo que contiene la fuente (por ejemplo, descripción del equipo y de la fuente, función, radionucleido, actividad, período de semidesintegración, forma química y física, número de fuentes o piezas del equipo a las que se aplica la exención específica); una descripción de las medidas de seguridad (por ejemplo, blindaje, contención); una demostración de la integridad de la fuente o del equipo; una descripción de las condiciones de funcionamiento y del programa de mantenimiento; y una evaluación de las dosis en condiciones de funcionamiento normal, en caso de incidente operacional previsto y en condiciones de accidente.

5.8. En lo que respecta a los productos de consumo, en los párrafos 3.30 a 3.35 de SSG-36 [7] figuran recomendaciones sobre la evaluación de la seguridad. En esos casos, el alcance de la evaluación de la seguridad debería abarcar toda la vida útil del producto de consumo, con inclusión de la producción, el almacenamiento, el transporte, el uso y la disposición final. Aunque se puede conceder una exención a determinados productos de consumo, dicha exención se refiere normalmente al usuario final. Por lo tanto, la fabricación de los productos puede seguir estando sujeta a control reglamentario, o este puede considerarse necesario si el número de productos de consumo supera una determinada cantidad (véase el párr. 3.33 de SSG-36 [7]), por ejemplo en materia de almacenamiento, transporte o disposición

final. Así pues, pueden aplicarse varias limitaciones o condiciones a la exención de productos de consumo. Estas limitaciones y condiciones se basarán en la evaluación de la seguridad subyacente.

5.9. En general, en la evaluación de la seguridad para la exención específica de una práctica (o de una fuente o equipo adscritos a una práctica) se deberían tener en cuenta todas las etapas asociadas a la práctica, fuente o equipo. Sobre la base de los resultados de la evaluación de la seguridad, el órgano regulador debería decidir si a) concede la exención sin más condiciones; b) concede la exención con condiciones específicas (por ejemplo, el número de productos de consumo); c) exime solo determinadas prácticas dentro de la cadena de suministro; o d) deniega la exención e impone algún tipo de control reglamentario.

## EJEMPLOS DE APLICACIÓN DE UNA EXENCIÓN ESPECÍFICA

### **Productos de consumo**

5.10. Un producto de consumo se define como un artículo fabricado o dispositivo en el que deliberadamente se han introducido o producido por activación radionucleidos, o que genera radiación ionizante, y que se puede vender o poner a disposición de los miembros del público sin vigilancia ni control reglamentario después de la venta [3].

5.11. En la publicación SSG-36 [7] se ofrecen recomendaciones sobre la aplicación a los productos de consumo de las disposiciones en materia de exención especificadas en el apéndice I de GSR Part 3 [1]. En el párrafo 1.1 de SSG-36 [7] se establecen las siguientes categorías de productos de consumo:

- a) productos a los que se han añadido pequeñas cantidades de radionucleidos, ya sea por razones funcionales o por sus propiedades físicas o químicas;
- b) equipos capaces de generar radiación, y
- c) productos que, al estar expuestos deliberadamente a radiación, contienen productos de activación.

5.12. Como se describe en el párrafo 4.1 de SSG-36 [7], entre los productos de consumo figuran los siguientes:

- a) detectores de humo con cámara de ionización;
- b) dispositivos luminosos de tritio gaseoso;
- c) productos radioluminosos, como relojes de pulsera o de otro tipo;

- d) ciertas lámparas y arrancadores para lámparas;
- e) piedras preciosas irradiadas, y
- f) electrodos de soldadura de tungsteno toriado.

5.13. Algunos productos de consumo llevan muchos años disponibles. Para estos productos, el órgano regulador podrá decidir conceder una exención específica sin necesidad de interacción en cada caso confirmando que se ha realizado una evaluación general de la seguridad aplicable a todos los productos de consumo del mismo tipo.

### **Cantidades a granel de materiales sólidos con radionucleidos de origen natural**

5.14. De conformidad con el párrafo 3.4 a) de GSR Part 3 [1], cualquier práctica que entrañe el uso de materiales en los que la concentración de la actividad de cualquier radionucleido de la cadena de desintegración del uranio o del torio sea superior a 1 Bq/g, o superior a 10 Bq/g en el caso del  $^{40}\text{K}$ , deberá tratarse como situación de exposición planificada.

5.15. En el párrafo I.4 de GSR Part 3 [1] se indica lo siguiente (se omite la nota a pie de página):

“En cuanto a los radionucleidos de origen natural, la exención de cantidades de materiales a granel se examina necesariamente caso por caso utilizando un criterio de dosis del orden de 1 mSv en un año, proporcional a las dosis típicas debidas a los niveles de radiación de fondo natural”.

Este criterio de dosis debería interpretarse como el incremento de dosis resultante de la práctica (es decir, además de la dosis procedente de la radiación de fondo local). Además, el criterio de dosis del orden de 1 mSv en un año tiene en cuenta las contribuciones de dosis de los radionucleidos de progenie de las series radiactivas del uranio y del torio, según proceda, pero no incluye la exposición debida al radón. A efectos prácticos, debería interpretarse que la frase “del orden de 1 mSv” incluye dosis en el intervalo de 1 a 3 mSv.

5.16. Además de un criterio de dosis del orden de 1 mSv en un año, se han de tener en cuenta los criterios generales de exención, especialmente la necesidad de que el control reglamentario de una práctica o fuente produzca un beneficio neto (véase el párr. I.1 b) de GSR Part 3 [1]).

5.17. El órgano regulador podrá tener en cuenta varios factores a la hora de decidir sobre la exención de cantidades a granel de materiales que contienen radionucleidos de origen natural. Estos factores pueden incluir la cantidad de material en cuestión, la magnitud de las exposiciones, las circunstancias imperantes, las implicaciones sociales, factores nacionales o regionales, la anterior experiencia en materia de gestión de situaciones semejantes y las orientaciones internacionales y buenas prácticas de otros lugares.

### **Artículos contaminados en la superficie**

5.18. Los modelos utilizados para determinar los niveles de exención en cuanto a actividad (Bq) y concentración de la actividad (Bq/g) que figuran en el apéndice I de GSR Part 3 [1] no tienen en cuenta específicamente los artículos contaminados en la superficie. Las vías de exposición debidas a la manipulación directa, el mecanizado y el procesamiento de artículos contaminados en la superficie podrían diferir significativamente de las correspondientes a los materiales en los que la actividad está distribuida por todo el volumen. Por consiguiente, el cumplimiento de los niveles de exención (en Bq o Bq/g) no garantiza necesariamente que se cumplan los criterios de exención genérica indicados en los párrafos I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1]. En el caso de dichos artículos, sería más apropiado conceder una exención específica basada en los niveles de contaminación en la superficie.

5.19. Se prevé que será menos necesario conceder exenciones para artículos contaminados en la superficie destinados a utilizarse en una práctica que para materiales que contengan radionucleidos. No obstante, en los casos en que sea necesaria una exención de artículos contaminados en la superficie (contaminados con radionucleidos artificiales y/o naturales), debería concederse una exención específica caso por caso. Al solicitar dicha exención, debería demostrarse el cumplimiento de los criterios generales de exención indicados en el párrafo I.1 de GSR Part 3 [1] mediante una evaluación adecuada de la seguridad. Esta evaluación de la seguridad debería incluir lo siguiente:

- a) El uso de un modelo dosimétrico en el que se tengan en cuenta específicamente las exposiciones resultantes de la manipulación directa, el procesamiento o el mecanizado de artículos contaminados en la superficie. En el anexo II se presentan ejemplos de modelos dosimétricos para artículos contaminados en la superficie que pueden utilizarse en el marco de la evaluación.
- b) Una evaluación de las exposiciones por contaminación fija y transitoria (eliminable).

- c) Un examen de todas las vías de exposición pertinentes que puedan contribuir significativamente a las exposiciones, como las siguientes:
- i) exposición externa a raíz de la radiación emitida por la superficie de los artículos contaminados, incluida la exposición de la piel por contacto directo con los artículos;
  - ii) exposición externa a raíz de la contaminación transferida a la piel al manipular artículos contaminados en la superficie;
  - iii) exposición interna a raíz de la inhalación de la actividad suspendida en el aire resultante de la resuspensión (debida a la manipulación, el mecanizado o el procesamiento de los artículos), y
  - iv) exposición interna a raíz de la ingestión de la actividad como consecuencia de la manipulación de artículos contaminados en la superficie.

5.20. Para los artículos contaminados en la superficie con una mezcla de radionucleidos, deberían seguirse las recomendaciones que figuran en los párrafos 4.23 a 4.28.

5.21. Los valores de contaminación en la superficie especificados en el párrafo 508 de SSR-6 (Rev. 1) [10] (es decir,  $4 \text{ Bq/cm}^2$  para emisores beta y gamma y emisores alfa de baja toxicidad y  $0,4 \text{ Bq/cm}^2$  para todos los demás emisores alfa, en el caso de la contaminación superficial eliminable) se establecieron sobre la base de un modelo dosimétrico simplificado elaborado para fines específicos de transporte. Por lo tanto, se necesita una evaluación adecuada de la seguridad a fin de determinar la aplicabilidad de estos valores de contaminación en la superficie a efectos de una exención específica. En el caso de muchos radionucleidos y escenarios de exposición, la mayoría de los modelos dosimétricos existentes (véase el anexo II) indican que estos valores de contaminación en la superficie cumplen los criterios generales de exención especificados en el párrafo I.2 de GSR Part 3 [1].

### **Equipos que contienen materiales radiactivos**

5.22. En el párrafo I.6 de GSR Part 3 [1] se señala lo siguiente:

“Podrán concederse exenciones con sujeción a las condiciones que especifique el órgano regulador, como las relativas a la forma física o química de los materiales radiactivos, y a su utilización o a los medios para su disposición final. En particular, podrá concederse una exención de este tipo para un equipo que contenga materiales radiactivos no exentos automáticamente sin ulterior examen respecto de la aplicación total o

parcial de los requisitos de [GSR Part 3] en virtud del párr. I.3 a) [de GSR Part 3], siempre que:

- a) el equipo que contenga materiales radiactivos sea de un tipo aprobado por el órgano regulador;
- b) los materiales radiactivos:
  - i) se presenten en forma de fuentes selladas que impidan eficazmente todo contacto con dichos materiales y su fuga; o
  - ii) se presenten en pequeñas cantidades de fuentes no selladas como las utilizadas en radioinmunoanálisis;
- c) en condiciones normales de funcionamiento, el equipo no cause una tasa de dosis equivalente ambiental o una tasa de dosis equivalente direccional, según el caso, superior a  $1 \mu\text{Sv/h}$  a una distancia de 0,1 m medida desde cualquier superficie accesible del equipo;
- d) el órgano regulador haya especificado las condiciones necesarias para la disposición final del equipo”.

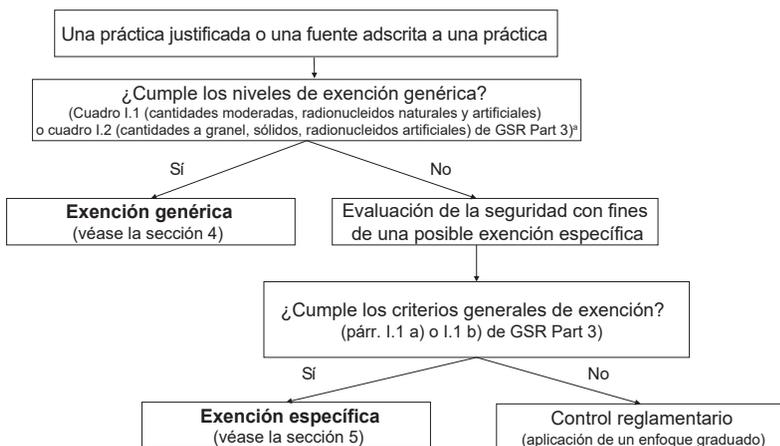
5.23. Para respaldar la solicitud inicial de conformidad del equipo se debería realizar una evaluación de la seguridad, pero quizás no sea necesario repetirla ulteriormente para otros equipos semejantes. Son ejemplos típicos de equipos de conformidad certificada por el órgano regulador los utilizados en los ámbitos de la medicina, la industria y la investigación, como los equipos de radioinmunoanálisis, los detectores de captura de electrones y los equipos de fluorescencia de rayos X.

### **Otras exenciones específicas**

5.24. Otras prácticas o fuentes utilizadas en prácticas pueden examinarse caso por caso a efectos de la concesión de una exención específica basada en una evaluación de la seguridad. Estas exenciones podrían incluir las aplicables a cantidades a granel de gases y líquidos radiactivos. La evaluación de la seguridad debería tener en cuenta todas las vías de exposición pertinentes y demostrar el cumplimiento de los criterios generales de exención especificados en el párrafo I.1 de GSR Part 3 [1].

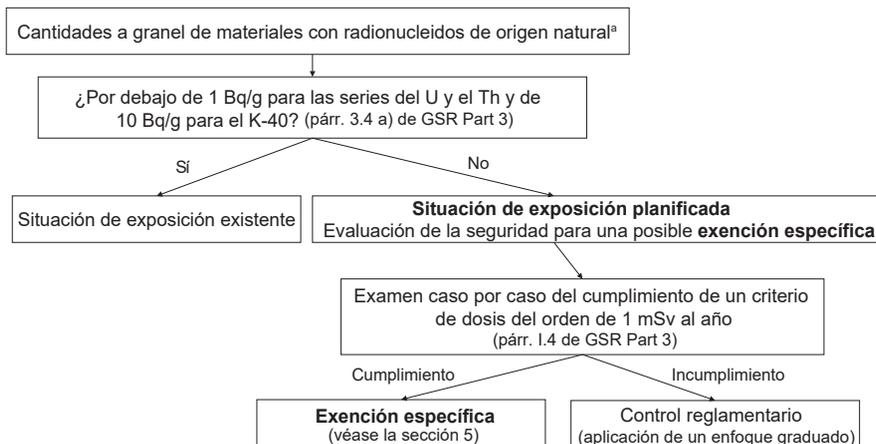
### **DIAGRAMAS DE FLUJO RESUMIDOS**

5.25. En las figuras 2 y 3 se resumen los principales pasos para la concesión de la exención genérica y la exención específica.



<sup>a</sup> Las cantidades a granel de líquidos y gases deberían considerarse casos de exención específica.

Fig. 2. Diagrama de flujo de la concesión de la exención genérica y la exención específica (excluidos los materiales a granel que contienen radionucleidos de origen natural)



<sup>a</sup> Excepto alimentos, piensos, agua potable, fertilizantes agrícolas, enmiendas de los suelos, materiales de construcción y material radiactivo residual en el medio ambiente, que se consideran situaciones de exposición existentes independientemente de la concentración de actividad.

Fig. 3. Diagrama de flujo de la concesión de una exención específica para materiales a granel que contienen radionucleidos de origen natural

## 6. VERIFICACIÓN, REVISIÓN Y REVOCACIÓN DE LA EXENCIÓN

### VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN

6.1. Antes de presentar una solicitud de exención o de adoptar cualquier decisión al respecto, deberían realizarse las mediciones oportunas. Estas mediciones deberían servir para hacer una comparación fiable con los niveles de exención genérica especificados en el párrafo I.3 de GSR Part 3 [1] o con los criterios de exención específica establecidos por el órgano regulador, según proceda. Debería garantizarse que se han llevado a cabo los siguientes pasos:

- a) Se toman muestras o mediciones representativas.
- b) Se emplean los métodos correctos de medición y análisis.
- c) Se obtienen la exactitud y precisión deseadas en las mediciones.
- d) Los resultados de las mediciones se asignan a la fuente, el material o el tipo de equipo correctos.
- e) Los resultados se evalúan con arreglo a los protocolos establecidos.

6.2. En el proceso de verificación, deberían formar parte integrante de cada etapa procedimientos de promediación para garantizar valores representativos de la actividad o de la concentración de la actividad, y deberían seleccionarse estos procedimientos en función del tipo y la cantidad de los materiales y de acuerdo con la representatividad estadística. También debería tenerse en cuenta la posibilidad de que haya concentraciones más elevadas de la actividad localizadas en el interior o en la superficie de los materiales.

6.3. Asimismo, deberían verificarse otras condiciones vinculadas a la exención específica y en relación con cualquier otra circunstancia pertinente para la aplicación de la exención.

6.4. En el apéndice II se ofrecen orientaciones detalladas sobre la verificación del cumplimiento de los niveles de exención.

### REVOCACIÓN Y REVISIÓN DE LAS EXENCIONES

6.5. En algunos casos puede resultar necesario que el órgano regulador revoque una exención, por ejemplo, cuando una práctica o fuente adscrita a una práctica

inicialmente exenta deje de considerarse justificada o cuando se retiren los criterios de exención aplicados originalmente. Otra posibilidad es que el órgano regulador revise una exención si se modifican los criterios de exención originales o las condiciones vinculadas a una exención específica. Si una exención se concedió originalmente con sujeción a condiciones específicas, podría optarse por cambiar las condiciones en lugar de revocar la exención.

6.6. Cuando se revoque una exención, la práctica o fuente adscrita a la práctica dejará de quedar fuera del alcance de control reglamentario, pudiendo incluso prohibirse si ya no está justificada.

6.7. Se puede considerar que una exención ha dejado de ser aplicable, por ejemplo, si el proceso de verificación de la actividad o de la concentración de la actividad demuestra que un material no cumple en realidad los niveles de exención. Ello podría ser resultado de una modificación prevista o no prevista de la práctica o la fuente adscrita a la práctica.

## **7. UTILIZACIÓN DE VALORES DE CRIBADO EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES**

7.1. De conformidad con el requisito 8 de GSR Part 3 [1], el concepto de exención solo es aplicable a las situaciones de exposición planificadas. En las situaciones de exposición existentes, las decisiones sobre la optimización de la protección y la seguridad se orientan por niveles de referencia, expresados normalmente en forma de dosis efectiva anual que recibe la persona representativa del orden de 1 a 20 mSv (véase el párr. 5.8 de GSR Part 3 [1]). Los niveles de referencia representan un valor máximo “por encima del cual no es apropiado hacer planes para permitir que se produzcan *exposiciones* y por debajo del cual se seguiría aplicando el principio de *optimización del nivel de protección y seguridad*” [3]. Sin embargo, también puede ser útil definir un límite inferior por debajo del cual no se espera la necesidad de más controles. En la presente guía de seguridad se propone este tipo de enfoque, semejante al de la exención y basado en valores de cribado, para gestionar determinadas situaciones de exposición existentes. Por ejemplo, este enfoque facilitaría la adopción de decisiones a largo plazo en una situación de exposición existente tras la finalización de una emergencia nuclear o radiológica, así como en el marco del comercio de productos básicos y del uso de materiales de construcción.

7.2. En las situaciones de exposición existentes es necesario utilizar niveles de referencia para optimizar la protección y la seguridad (véase el requisito 48 de GSR Part 3 [1]). Tales niveles deberían utilizarse como herramientas de optimización en la definición, la selección, el análisis y la evaluación comparativa de las estrategias de protección. Si en tales situaciones resulta apropiado seguir un proceso semejante al de la exención, todo nivel de cribado establecido debería basarse en criterios de dosis inferiores o iguales al nivel de referencia seleccionado para la situación de exposición existente en cuestión. Además, deberían tenerse en cuenta los criterios generales de exención especificados en el párrafo I.1 de GSR Part 3 [1]. En esos casos, se recomienda una dosis efectiva anual del orden de 1 mSv o inferior. Este valor es coherente con los criterios de dosis aplicables a escenarios de baja probabilidad para la exención de radionucleidos artificiales, así como con los criterios de dosis para la exención específica de cantidades a granel de materiales que contienen radionucleidos de origen natural. El órgano regulador u otra autoridad competente puede optar por adoptar un valor diferente en función de las circunstancias imperantes.

7.3. A efectos de aplicación práctica, se recomienda un enfoque en el que se utilicen valores de cribado expresados en cantidades mensurables (derivados de los criterios de dosis descritos en el párr. 7.2). El órgano regulador debería definir dichos valores en función de la situación de exposición existente a la que se aplicarán.

### **Situaciones de exposición existentes tras la finalización de una emergencia nuclear o radiológica**

7.4. Una emergencia nuclear o radiológica a gran escala que comporte una emisión significativa de material radiactivo al medio ambiente podría dar lugar a una contaminación muy extendida, lo que incluye una gran cantidad de materiales y artículos contaminados. En tales casos, puede resultar apropiado plantear exenciones basadas en valores de cribado operacionales calculados en función de una cantidad mensurable, por ejemplo, la concentración de la actividad (Bq/g) o la tasa de equivalente de dosis ambiental ( $\mu\text{Sv/h}$ ). En el anexo III se ofrece información sobre el uso de valores de cribado para facilitar la adopción de decisiones en relación con la gestión de materiales y artículos contaminados en el Japón tras el accidente de Fukushima Daiichi.

### **Materiales de construcción que contienen radionucleidos de origen natural**

7.5. Ya se utiliza un enfoque basado en niveles de cribado para la adopción de decisiones en relación con materiales de construcción que contienen radionucleidos

de origen natural. En particular, se utiliza un índice de concentración de la actividad como herramienta de cribado para identificar los materiales de construcción que podría ser necesario someter a restricciones (véanse los párrs. 4.17 a 4.27 de la publicación N° SSG-32 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Protección del público contra la exposición en espacios interiores debida al radón y a otras fuentes naturales de radiación* [15]). En el anexo III se ofrece más información.

## **Comercio de productos básicos**

7.6. Los productos básicos utilizados o consumidos por el público, como los bienes vendidos al por menor y al por mayor, los alimentos y los materiales de construcción, pueden contener sustancias radiactivas. En la presente guía de seguridad se proporcionan orientaciones generales sobre el comercio de productos básicos no alimentarios, y en la referencia [6] se ofrece más información técnica complementaria.

7.7. De conformidad con el párrafo 5.1 de GSR Part 3 [1], la exposición debida a productos básicos que contienen radionucleidos derivados de materiales radiactivos residuales (es decir, de anteriores actividades no sometidas a un control reglamentario adecuado, o tras la finalización de una emergencia nuclear o radiológica) debería gestionarse como situación de exposición existente.

7.8. En el párrafo 5.22 de GSR Part 3 [1] se señala lo siguiente:

“El órgano regulador u otra autoridad competente establecerá los niveles de referencia específicos relativos a la exposición debida a los radionucleidos en productos básicos, como materiales de construcción, alimentos y piensos, y en el agua potable, cada uno de los cuales normalmente se expresará como dosis efectiva anual para la persona representativa que en general no sea superior a un valor de aproximadamente 1 mSv, o sobre la base de esa dosis”.

7.9. El órgano regulador u otra autoridad competente debe tener en cuenta los niveles de referencia establecidos para los radionucleidos presentes en los alimentos como consecuencia de una emergencia nuclear o radiológica y los niveles de referencia establecidos para el agua potable (véase el párr. 5.23 de GSR Part 3 [1]). Los criterios relativos a las concentraciones de la actividad de radionucleidos en los alimentos y en el agua potable (salvo en caso de emergencia nuclear o radiológica) figuran en la referencia [16].

7.10. Las recomendaciones sobre la adaptación o el levantamiento de las restricciones aplicadas a productos básicos no alimentarios durante la fase de respuesta a la emergencia, incluidas las restricciones al comercio internacional de dichos productos, figuran en la publicación N° GSG-11 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Disposiciones para la finalización de una emergencia nuclear o radiológica* [17].

7.11. En el caso de los productos básicos no alimentarios, los radionucleidos pueden concentrarse en la superficie externa o distribuirse por todo el volumen del producto. En la gestión del comercio de estos productos básicos se podría utilizar un enfoque basado en valores de cribado con fines de adopción de decisiones, según se expone a continuación.

- a) Como punto de partida, los valores que figuran en el cuadro I.1 de GSR Part 3 [1] para cantidades moderadas de materiales que contengan radionucleidos artificiales o naturales y los que figuran en el cuadro I.2 de la misma publicación [1] para cantidades de materiales sólidos a granel que contengan radionucleidos artificiales también pueden servir como valores de cribado correspondientes para el comercio. Si las mediciones demuestran que las concentraciones de la actividad están por debajo de estos niveles, se puede permitir el comercio de los productos básicos no alimentarios sin necesidad de mayor examen. El hecho de que las concentraciones de la actividad en productos básicos no alimentarios superen los niveles previstos en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] no significa necesariamente que se debería restringir su comercio. En cambio, sí indica que es necesario realizar una evaluación caso por caso para determinar el cumplimiento de los niveles de referencia específicos, tal como se exige en el párrafo 5.22 de GSR Part 3 [1]. Esta evaluación debería basarse en escenarios de exposición realistas.
- b) En el caso de cantidades a granel de materiales que contengan radionucleidos de origen natural, puede utilizarse un valor de 1 Bq/g para cada radionucleido de la cadena de desintegración del uranio o de la cadena de desintegración del torio y de 10 Bq/g para el  $^{40}\text{K}$  (cuadro I.3 de GSR Part 3 [1], valor de dispensa) con fines generales de cribado, aunque para los materiales de construcción puede que sea necesario utilizar valores más conservadores. Si los resultados de la medición están por encima de estos valores de cribado, deberían tenerse en cuenta los requisitos establecidos en el párrafo 5.22 de GSR Part 3 [1].
- c) En el caso de los productos básicos no alimentarios contaminados en la superficie, es necesario realizar una evaluación caso por caso para determinar el cumplimiento de niveles de referencia específicos conforme a lo dispuesto

en el párrafo 5.22 de GSR Part 3 [1]. Esta evaluación debería basarse en escenarios de exposición realistas y en modelos dosimétricos adecuados (véase, por ejemplo, el anexo II). Como se describe en el párrafo 5.21 de la presente guía de seguridad, los valores de contaminación en la superficie especificados en el párrafo 508 de SSR-6 (Rev. 1) [10] (a saber, 0,4 Bq/cm<sup>2</sup> para emisores alfa y 4 Bq/cm<sup>2</sup> para emisores beta y gamma y emisores alfa de baja toxicidad) pueden utilizarse como valores de cribado cuando no se disponga de otras opciones, especialmente cuando la situación exija adoptar decisiones con rapidez.

7.12. La confirmación de que un producto básico no alimentario cumple los valores de cribado indicados en el párrafo 7.11 debería recibirse en el primer punto de entrada en la operación comercial. Ello no supone que sea necesario someter a seguimiento sistemático todos los productos básicos comercializados en cada Estado, pero las autoridades de los Estados exportadores deberían garantizar el establecimiento de un sistema para impedir el comercio no autorizado de productos básicos cuyos niveles de actividad sean superiores a los criterios establecidos a nivel nacional. En general, no debería ser necesario que cada Estado importador aplique su propio programa de medición sistemática con el único fin de hacer seguimiento de los productos básicos, sobre todo si se confía en los controles ejercidos por el Estado exportador.

7.13. En los casos en los que existan motivos razonables para creer que la dosis efectiva anual para la persona representativa superaría 1 mSv (véase el párr. 5.22 de GSR Part 3 [1]), el gobierno aún podría considerar la posibilidad de facilitar el comercio sobre la base de factores sociales, económicos u otros factores pertinentes, con sujeción a los requisitos establecidos en la reglamentación nacional, así como a cualquier oportunidad de flexibilidad inherente a lo dispuesto en el párrafo 5.22 de GSR Part 3 [1]. En general, para evitar barreras al comercio innecesarias, los Estados deberían coordinar sus estrategias reguladoras (y la aplicación de estas), incluidas las estrategias de seguimiento de los productos básicos. Deberían tomarse disposiciones para determinar los niveles reales de concentración de la actividad en los productos básicos, ya sea obteniendo la información del proveedor o mediante el seguimiento de la concentración de la actividad, conforme a lo que establezca el órgano regulador u otra autoridad pertinente. Todas las mediciones deberían realizarse utilizando técnicas apropiadas y con equipo capaz de medir las concentraciones de la actividad a niveles inferiores a los valores especificados (véase el apéndice II).

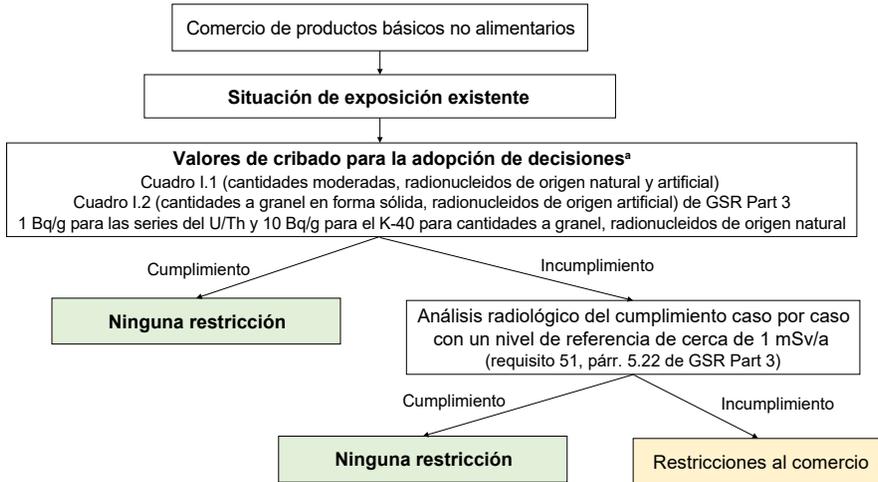


Fig. 4. Diagrama de flujo que ilustra la utilización de valores de cribado para la adopción de decisiones en el comercio de productos básicos no alimentarios

7.14. En la figura 4 se resumen las principales etapas en la utilización de valores de cribado para la adopción de decisiones en el comercio de productos básicos no alimentarios.

## Apéndice I

### NIVELES DE EXENCIÓN ESTABLECIDOS EN EL APÉNDICE I DE GSR PART 3

I.1. Para facilitar la consulta, en este apéndice se reproducen el cuadro I.1 y los niveles de exención establecidos en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1].

#### CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1])

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
H-3	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^9$
Be-7	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Be-10	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^6$
C-11	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
C-14	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
N-13	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Ne-19	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
O-15	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
F-18	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Na-22	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Na-24	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Mg-28	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

Las notas a pie de página pueden consultarse en la página 84.

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Al-26	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Si-31	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Si-32	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
P-32	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
P-33	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^8$
S-35	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^8$
Cl-36	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^6$
Cl-38	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Cl-39	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ar-37	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^8$
Ar-39	$1 \times 10^7$	$1 \times 10^4$
Ar-41	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
K-40	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
K-42	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
K-43	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
K-44	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
K-45	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ca-41	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^7$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ca-45	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Ca-47	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sc-43	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sc-44	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sc-45	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Sc-46	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sc-47	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sc-48	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sc-49	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Ti-44	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ti-45	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
V-47	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
V-48	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
V-49	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Cr-48	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Cr-49	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Cr-51	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Mn-51	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Mn-52	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Mn-52m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Mn-53	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^9$
Mn-54	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Mn-56	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Fe-52	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Fe-55	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^6$
Fe-59	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Fe-60	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Co-55	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Co-56	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Co-57	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Co-58	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Co-58m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Co-60	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Co-60m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Co-61	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Co-62m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ni-56	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ni-57	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ni-59	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^8$
Ni-63	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^8$
Ni-65	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ni-66	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Cu-60	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Cu-61	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Cu-64	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Cu-67	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Zn-62	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Zn-63	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Zn-65	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Zn-69	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^6$
Zn-69m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Zn-71m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Zn-72	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ga-65	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ga-66	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ga-67	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ga-68	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ga-70	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ga-72	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ga-73	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ge-66	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ge-67	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ge-68 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ge-69	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ge-71	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^8$
Ge-75	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Ge-77	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ge-78	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
As-69	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
As-70	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
As-71	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
As-72	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
As-73	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
As-74	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
As-76	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
As-77	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
As-78	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Se-70	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Se-73	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Se-73m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Se-75	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Se-79	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Se-81	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Se-81m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Se-83	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Br-74	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Br-74m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Br-75	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Br-76	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Br-77	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Br-80	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Br-80m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Br-82	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Br-83	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Br-84	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Kr-74	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Kr-76	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Kr-77	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Kr-79	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Kr-81	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Kr-81m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^{10}$
Kr-83m	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^{12}$
Kr-85	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^4$
Kr-85m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^{10}$
Kr-87	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Kr-88	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Rb-79	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Rb-81	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Rb-81m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Rb-82m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Rb-83 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Rb-84	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Rb-86	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Rb-87	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Rb-88	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Rb-89	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Sr-80	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Sr-81	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sr-82 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sr-83	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sr-85	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sr-85m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Sr-87m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sr-89	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Sr-90 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^4$
Sr-91	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Sr-92	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Y-86	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Y-86m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Y-87 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Y-88	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Y-90	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Y-90m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Y-91	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Y-91m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Y-92	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Y-93	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Y-94	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Y-95	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Zr-86	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Zr-88	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Zr-89	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Zr-93 <sup>b</sup>	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Zr-95	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Zr-97 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nb-88	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nb-89	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nb-89m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nb-90	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nb-93m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Nb-94	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Nb-95	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Nb-95m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Nb-96	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nb-97	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Nb-98	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Mo-90	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Mo-93	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^8$
Mo-93m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Mo-99	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Mo-101	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-93	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Tc-93m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-94	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-94m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Tc-95	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-95m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-96	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-96m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Tc-97	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^8$
Tc-97m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Tc-98	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tc-99	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Tc-99m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Tc-101	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tc-104	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ru-94	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ru-97	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ru-103	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ru-105	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ru-106 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Rh-99	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Rh-99m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Rh-100	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Rh-101	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Rh-101m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Rh-102	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Rh-102m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Rh-103m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^8$
Rh-105	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Rh-106m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Rh-107	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pd-100	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Pd-101	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pd-103	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^8$
Pd-107	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^8$
Pd-109	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Ag-102	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ag-103	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-104	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-104m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-105	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ag-106	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-106m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-108m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-110m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ag-111	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Ag-112	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ag-115	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Cd-104	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Cd-107	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Cd-109	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^6$
Cd-113	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Cd-113m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Cd-115	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Cd-115m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Cd-117	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Cd-117m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
In-109	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
In-110	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
In-110m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
In-111	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
In-112	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
In-113m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
In-114	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
In-114m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
In-115	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
In-115m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
In-116m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
In-117	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
In-117m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
In-119m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Sn-110	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Sn-111	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Sn-113	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Sn-117m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sn-119m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Sn-121	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^7$
Sn-121m <sup>b</sup>	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Sn-123	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Sn-123m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sn-125	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Sn-126 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sn-127	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sn-128	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-115	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-116	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-116m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sb-117	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Sb-118m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-119	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Sb-120	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Sb-120m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-122	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^4$
Sb-124	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-124m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sb-125	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sb-126	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sb-126m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sb-127	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-128	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sb-128m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sb-129	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sb-130	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sb-131	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Te-116	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Te-121	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Te-121m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Te-123	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Te-123m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Te-125m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Te-127	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Te-127m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Te-129	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Te-129m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Te-131	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Te-131m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Te-132	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Te-133	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Te-133m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Te-134	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
I-120	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
I-120m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
I-121	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
I-123	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
I-124	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
I-125	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
I-126	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
I-128	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
I-129	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
I-130	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
I-131	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
I-132	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
I-132m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
I-133	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
I-134	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
I-135	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Xe-120	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Xe-121	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Xe-122 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Xe-123	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Xe-125	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^9$
Xe-127	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Xe-129m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^4$
Xe-131m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^4$
Xe-133m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^4$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Xe-133	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^4$
Xe-135	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^{10}$
Xe-135m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Xe-138	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^9$
Cs-125	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cs-127	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Cs-129	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Cs-130	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Cs-131	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Cs-132	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Cs-134m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Cs-134	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cs-135	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Cs-135m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Cs-136	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Cs-137 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cs-138	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Ba-126	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ba-128	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ba-131	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ba-131m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ba-133	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ba-133m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ba-135m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ba-137m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ba-139	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ba-140 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ba-141	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ba-142	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
La-131	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
La-132	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
La-135	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
La-137	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
La-138	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
La-140	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
La-141	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
La-142	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
La-143	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ce-134	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Ce-135	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ce-137	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Ce-137m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Ce-139	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ce-141	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ce-143	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ce-144 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Pr-136	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Pr-137	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pr-138m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pr-139	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Pr-142	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Pr-142m	$1 \times 10^7$	$1 \times 10^9$
Pr-143	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^6$
Pr-144	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Pr-145	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Pr-147	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Nd-136	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Nd-138	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Nd-139	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Nd-139m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Nd-141	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Nd-147	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Nd-149	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Nd-151	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Pm-141	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Pm-143	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pm-144	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pm-145	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Pm-146	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pm-147	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Pm-148	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Pm-148m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Pm-149	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Pm-150	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Pm-151	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sm-141	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sm-141m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Sm-142	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Sm-145	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Sm-146	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Sm-147	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Sm-151	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^8$
Sm-153	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sm-155	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Sm-156	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Eu-145	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-146	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-147	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Eu-148	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-149	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Eu-150	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-150m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Eu-152	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-152m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Eu-154	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-155	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Eu-156	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Eu-157	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Eu-158	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Gd-145	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Gd-146 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Gd-147	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Gd-148	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Gd-149	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Gd-151	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Gd-152	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Gd-153	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Gd-159	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Tb-147	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-149	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-150	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-151	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-153	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Tb-154	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-155	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Tb-156	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-156m (24,4 h)	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Tb-156m' (5 h)	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Tb-157	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Tb-158	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-160	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tb-161	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Dy-155	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Dy-157	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Dy-159	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Dy-165	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Dy-166	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Ho-155	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ho-157	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ho-159	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ho-161	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ho-162	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ho-162m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ho-164	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Ho-164m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Ho-166	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Ho-166m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ho-167	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Er-161	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Er-165	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Er-169	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Er-171	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Er-172	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tm-162	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Tm-166	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tm-167	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tm-170	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Tm-171	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^8$
Tm-172	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tm-173	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tm-175	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Yb-162	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Yb-166	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Yb-167	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Yb-169	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Yb-175	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Yb-177	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Yb-178	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Lu-169	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Lu-170	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Lu-171	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Lu-172	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Lu-173	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Lu-174	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Lu-174m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Lu-176	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Lu-176m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Lu-177	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Lu-177m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Lu-178	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Lu-178m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Lu-179	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Hf-170	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hf-172 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hf-173	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hf-175	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hf-177m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Hf-178m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hf-179m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hf-180m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Hf-181	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hf-182	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hf-182m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hf-183	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hf-184	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ta-172	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-173	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-174	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-175	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-176	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-177	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ta-178	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-179	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Ta-180	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-180m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Ta-182	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Ta-182m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ta-183	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ta-184	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ta-185	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ta-186	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
W-176	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
W-177	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
W-178 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
W-179	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
W-181	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
W-185	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
W-187	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
W-188 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Re-177	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Re-178	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Re-181	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Re-182	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Re-182m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Re-184	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Re-184m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Re-186	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Re-186m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Re-187	$1 \times 10^6$	$1 \times 10^9$
Re-188	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Re-188m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Re-189 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Os-180	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Os-181	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Os-182	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Os-185	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Os-189m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Os-191	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Os-191m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Os-193	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Os-194 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ir-182	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ir-184	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-185	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Ir-186	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-186m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-187	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ir-188	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-189 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ir-190	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-190m (3,1 h)	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-190m' (1,2 h)	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Ir-192	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Ir-192m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Ir-193m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Ir-194	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ir-194m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Ir-195	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ir-195m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pt-186	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pt-188 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pt-189	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Pt-191	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pt-193	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Pt-193m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Pt-195m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pt-197	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Pt-197m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pt-199	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pt-200	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Au-193	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Au-194	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Au-195	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Au-198	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Au-198m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Au-199	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Au-200	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Au-200m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Au-201	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hg-193	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Hg-193m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hg-194 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Hg-195	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hg-195m <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hg-197	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Hg-197m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hg-199m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Hg-203	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Tl-194	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tl-194m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tl-195	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tl-197	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tl-198	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tl-198m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tl-199	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tl-200	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Tl-201	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Tl-202	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Tl-204	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^4$
Pb-195m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pb-198	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pb-199	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pb-200	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pb-201	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pb-202	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Pb-202m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pb-203	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pb-205	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Pb-209	$1 \times 10^5$	$1 \times 10^6$
Pb-210 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Pb-211	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pb-212 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Pb-214	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Bi-200	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Bi-201	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Bi-202	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Bi-203	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Bi-205	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Bi-206	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Bi-207	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Bi-210	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Bi-210m <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Bi-212 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Bi-213	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Bi-214	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Po-203	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Po-205	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Po-206	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Po-207	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Po-208	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Po-209	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Po-210	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
At-207	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
At-211	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Fr-222	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Fr-223	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Rn-220 <sup>b</sup>	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Rn-222 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^8$
Ra-223 <sup>b</sup>	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ra-224 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ra-225	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ra-226 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Ra-227	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ra-228 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Ac-224	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Ac-225 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Ac-226	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Ac-227 <sup>b</sup>	$1 \times 10^{-1}$	$1 \times 10^3$
Ac-228	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Th-226 <sup>b</sup>	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Th-227	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Th-228 <sup>b</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Th-229 <sup>b</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Th-230	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Th-231	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Th-232	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Th-234 <sup>b</sup>	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^5$
Pa-227	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pa-228	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pa-230	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pa-231	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Pa-232	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pa-233	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Pa-234	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
U-230 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
U-231	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
U-232 <sup>b</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
U-233	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
U-234	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
U-235 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
U-236	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
U-237	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
U-238 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
U-239	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
U-240	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
U-240 <sup>b</sup>	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Np-232	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Np-233	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Np-234	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Np-235	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Np-236	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Np-236m	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Np-237 <sup>b</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Np-238	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Np-239	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Np-240	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Pu-234	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Pu-235	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Pu-236	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Pu-237	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Pu-238	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Pu-239	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Pu-240	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Pu-241	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Pu-242	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Pu-243	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^7$
Pu-244	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Pu-245	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Pu-246	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Am-237	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Am-238	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Am-239	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Am-240	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Am-241	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Am-242	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Am-242m <sup>b</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Am-243 <sup>b</sup>	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Am-244	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Am-244m	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Am-245	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Am-246	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Am-246m	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Cm-238	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Cm-240	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Cm-241	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Cm-242	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Cm-243	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Cm-244	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cm-245	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Cm-246	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Cm-247	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Cm-248	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Cm-249	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Cm-250	$1 \times 10^{-1}$	$1 \times 10^3$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

*(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Bk-245	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Bk-246	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Bk-247	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^4$
Bk-249	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Bk-250	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^6$
Cf-244	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Cf-246	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Cf-248	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cf-249	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Cf-250	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cf-251	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Cf-252	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$
Cf-253	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Cf-254	$1 \times 10^0$	$1 \times 10^3$
Es-250	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Es-251	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Es-253	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$
Es-254	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^4$

CUADRO 2. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES MODERADAS DE MATERIALES SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD EXENTAS Y ACTIVIDADES EXENTAS DE LOS RADIONUCLEIDOS

(reproducción del cuadro I.1 de GSR Part 3 [1]) (cont.)

Radionucleido <sup>a</sup>	Concentración de actividad (Bq/g)	Actividad (Bq)
Es-254m	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Fm-252	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Fm-253	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^6$
Fm-254	$1 \times 10^4$	$1 \times 10^7$
Fm-255	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^6$
Fm-257	$1 \times 10^1$	$1 \times 10^5$
Md-257	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^7$
Md-258	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^5$

<sup>a</sup> m y m' denotan estados metaestables del radionucleido. El estado metaestable m' es de mayor energía que el estado metaestable m.

<sup>b</sup> A continuación se enumeran los radionucleidos progenitores, así como su progenie cuyas contribuciones a las dosis se tienen en cuenta en los cálculos de las dosis (por lo que solo hay que considerar el nivel de exención del radionucleido progenitor).

Ge-68	Ga-68
Rb-83	Kr-83m
Sr-82	Rb-82
Sr-90	Y-90
Y-87	Sr-87m
Zr-93	Nb-93m
Zr-97	Nb-97
Ru-106	Rh-106
Ag-108m	Ag-108
Sn-121m	Sn-121 (0,776)
Sn-126	Sb-126m
Xe-122	I-122
Cs-137	Ba-137m
Ba-140	La-140

Ce-134	La-134
Ce-144	Pr-144
Gd-146	Eu-146
Hf-172	Lu-172
W-178	Ta-178
W-188	Re-188
Re-189	Os-189m (0,241)
Ir-189	Os-189m
Pt-188	Ir-188
Hg-194	Au-194
Hg-195m	Hg-195 (0,542)
Pb-210	Bi-210, Po-210
Pb-212	Bi-212, Tl-208 (0,36), Po-212 (0,64)
Bi-210m	Tl-206
Bi-212	Tl-208 (0,36), Po-212 (0,64)
Rn-220	Po-216
Rn-222	Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214
Ra-223	Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207
Ra-224	Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (0,36), Po-212 (0,64)
Ra-226	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210
Ra-228	Ac-228
Ac-225	Fr-221, At-217, Bi-213, Po-213 (0,978), Tl-209 (0,0216), Pb-209 (0,978)
Ac-227	Fr-223 (0,0138)
Th-226	Ra-222, Rn-218, Po-214
Th-228	Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (0,36), Po-212 (0,64)
Th-229	Ra-225, Ac-225, Fr-221, At-217, Bi-213, Po-213, Pb-209
Th-234	Pa-234m
U-230	Th-226, Ra-222, Rn-218, Po-214
U-232	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (0,36), Po-212 (0,64)
U-235	Th-231
U-238	Th-234, Pa-234m
U-240	Np-240m
Np-237	Pa-233
Am-242m	Am-242
Am-243	Np-239

**Nota:** Los valores de exención (concentraciones de la actividad) indicados en el presente cuadro se han calculado sobre la base de escenarios con cantidades moderadas de materiales. Los valores calculados se aplican a prácticas relacionadas con el uso en pequeña escala de la actividad cuando las cantidades en cuestión son como máximo del orden de una tonelada (véase la ref. [13]). El órgano regulador deberá establecer las cantidades a las que podrán aplicarse los valores de concentración indicados en el presente cuadro, teniendo presente que en el caso de muchos radionucleidos, en particular aquellos para los que no existe un valor correspondiente en el cuadro I.2 [de GSR Part 3], la restricción de la cantidad no es significativa. Los niveles de exención indicados en el presente cuadro y los niveles de exención y dispensa indicados en el cuadro I.2 [de GSR Part 3] están supeditados a las siguientes consideraciones: a) se derivaron utilizando un modelo conservador basado en i) los criterios de los párrafos I.2 y I.11 [de GSR Part 3] respectivamente y ii) una serie de escenarios limitantes (confinantes) de uso y disposición final (véanse las refs. [13, 12] en el caso del presente cuadro y la ref. [4] en el caso del cuadro I.2 [de GSR Part 3]); b) si hay más de un radionucleido, el nivel de exención derivado o el nivel de dispensa derivado para la mezcla se determina conforme a lo especificado en los párrafos I.7 y I.14 [de GSR Part 3].

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1])*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
H-3	100
Be-7	10
C-14	1
F-18	10
Na-22	0,1
Na-24	1
Si-31	1 000
P-32	1 000
P-33	1 000
S-35	100
Cl-36	1
Cl-38	10
K-42	100
K-43	10
Ca-45	100
Ca-47	10
Sc-46	0,1

*Las notas a pie de página pueden consultarse en la pág. 101.*

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Sc-47	100
Sc-48	1
V-48	1
Cr-51	100
Mn-51	10
Mn-52	1
Mn-52m	10
Mn-53	100
Mn-54	0,1
Mn-56	10
Fe-52 <sup>a</sup>	10
Fe-55	1 000
Fe-59	1
Co-55	10
Co-56	0,1
Co-57	1
Co-58	1
Co-58m	10 000

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Co-60	0,1
Co-60m	1 000
Co-61	100
Co-62m	10
Ni-59	100
Ni-63	100
Ni-65	10
Cu-64	100
Zn-65	0,1
Zn-69	1 000
Zn-69m <sup>a</sup>	10
Ga-72	10
Ge-71	10 000
As-73	1 000
As-74	10
As-76	10
As-77	1 000
Se-75	1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Br-82	1
Rb-86	100
Sr-85	1
Sr-85m	100
Sr-87m	100
Sr-89	1 000
Sr-90 <sup>a</sup>	1
Sr-91 <sup>a</sup>	10
Sr-92	10
Y-90	1 000
Y-91	100
Y-91m	100
Y-92	100
Y-93	100
Zr-93	10
Zr-95 <sup>a</sup>	1
Zr-97 <sup>a</sup>	10
Nb-93m	10

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Nb-94	0,1
Nb-95	1
Nb-97 <sup>a</sup>	10
Nb-98	10
Mo-90	10
Mo-93	10
Mo-99 <sup>a</sup>	10
Mo-101 <sup>a</sup>	10
Tc-96	1
Tc-96m	1 000
Tc-97	10
Tc-97m	100
Tc-99	1
Tc-99m	100
Ru-97	10
Ru-103 <sup>a</sup>	1
Ru-105 <sup>a</sup>	10
Ru-106 <sup>a</sup>	0,1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Rh-103m	10 000
Rh-105	100
Pd-103 <sup>a</sup>	1 000
Pd-109 <sup>a</sup>	100
Ag-105	1
Ag-110m <sup>a</sup>	0,1
Ag-111	100
Cd-109 <sup>a</sup>	1
Cd-115 <sup>a</sup>	10
Cd-115m <sup>a</sup>	100
In-111	10
In-113m	100
In-114m <sup>a</sup>	10
In-115m	100
Sn-113 <sup>a</sup>	1
Sn-125	10
Sb-122	10
Sb-124	1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Sb-125 <sup>a</sup>	0,1
Te-123m	1
Te-125m	1 000
Te-127	1 000
Te-127m <sup>a</sup>	10
Te-129	100
Te-129m <sup>a</sup>	10
Te-131	100
Te-131m <sup>a</sup>	10
Te-132 <sup>a</sup>	1
Te-133	10
Te-133m	10
Te-134	10
I-123	100
I-125	100
I-126	10
I-129	0,01
I-130	10

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
I-131	10
I-132	10
I-133	10
I-134	10
I-135	10
Cs-129	10
Cs-131	1 000
Cs-132	10
Cs-134	0,1
Cs-134m	1 000
Cs-135	100
Cs-136	1
Cs-137 <sup>a</sup>	0,1
Cs-138	10
Ba-131	10
Ba-140	1
La-140	1
Ce-139	1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Ce-141	100
Ce-143	10
Ce-144 <sup>a</sup>	10
Pr-142	100
Pr-143	1 000
Nd-147	100
Nd-149	100
Pm-147	1 000
Pm-149	1 000
Sm-151	1 000
Sm-153	100
Eu-152	0,1
Eu-152m	100
Eu-154	0,1
Eu-155	1
Gd-153	10
Gd-159	100
Tb-160	1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Dy-165	1 000
Dy-166	100
Ho-166	100
Er-169	1 000
Er-171	100
Tm-170	100
Tm-171	1 000
Yb-175	100
Lu-177	100
Hf-181	1
Ta-182	0,1
W-181	10
W-185	1 000
W-187	10
Re-186	1 000
Re-188	100
Os-185	1
Os-191	100

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Os-191m	1 000
Os-193	100
Ir-190	1
Ir-192	1
Ir-194	100
Pt-191	10
Pt-193m	1 000
Pt-197	1 000
Pt-197m	100
Au-198	10
Au-199	100
Hg-197	100
Hg-197m	100
Hg-203	10
Tl-200	10
Tl-201	100
Tl-202	10
Tl-204	1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Pb-203	10
Bi-206	1
Bi-207	0,1
Po-203	10
Po-205	10
Po-207	10
At-211	1 000
Ra-225	10
Ra-227	100
Th-226	1 000
Th-229	0,1
Pa-230	10
Pa-233	10
U-230	10
U-231	100
U-232 <sup>a</sup>	0,1
U-233	1
U-236	10

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
U-237	100
U-239	100
U-240 <sup>a</sup>	100
Np-237 <sup>a</sup>	1
Np-239	100
Np-240	10
Pu-234	100
Pu-235	100
Pu-236	1
Pu-237	100
Pu-238	0,1
Pu-239	0,1
Pu-240	0,1
Pu-241	10
Pu-242	0,1
Pu-243	1 000
Pu-244 <sup>a</sup>	0,1
Am-241	0,1

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Am-242	1 000
Am-242m <sup>a</sup>	0,1
Am-243 <sup>a</sup>	0,1
Cm-242	10
Cm-243	1
Cm-244	1
Cm-245	0,1
Cm-246	0,1
Cm-247 <sup>a</sup>	0,1
Cm-248	0,1
Bk-249	100
Cf-246	1 000
Cf-248	1
Cf-249	0,1
Cf-250	1
Cf-251	0,1
Cf-252	1
Cf-253	100

CUADRO 3. NIVELES DE EXENCIÓN DE CANTIDADES DE MATERIALES SÓLIDOS A GRANEL SIN ULTERIOR EXAMEN: CONCENTRACIONES DE ACTIVIDAD DE RADIONUCLEIDOS DE ORIGEN ARTIFICIAL  
*(reproducción de los niveles de exención que figuran en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [1]) (cont.)*

Radionucleido	Concentración de actividad (Bq/g)
Cf-254	1
Es-253	100
Es-254 <sup>a</sup>	0,1
Es-254m <sup>a</sup>	10
Fm-254	10 000
Fm-255	100

<sup>a</sup> A continuación se enumeran los radionucleidos progenitores, así como su progenie cuyas contribuciones a las dosis se tienen en cuenta en los cálculos de las dosis (por lo que solo hay que considerar el nivel de exención del radionucleido progenitor):

Fe-52	Mn-52m
Zn-69m	Zn-69
Sr-90	Y-90
Sr-91	Y-91m
Zr-95	Nb-95
Zr-97	Nb-97m, Nb-97
Nb-97	Nb-97m
Mo-99	Tc-99m
Mo-101	Tc-101
Ru-103	Rh-103m
Ru-105	Rh-105m
Ru-106	Rh-106
Pd-103	Rh-103m
Pd-109	Ag-109m
Ag-110m	Ag-110
Cd-109	Ag-109m
Cd-115	In-115m
Cd-115m	In-115m
In-114m	In-114
Sn-113	In-113m
Sb-125	Te-125m

Te-127m	Te-127
Te-129m	Te-129
Te-131m	Te-131
Te-132	I-132
Cs-137	Ba-137m
Ce-144	Pr-144, Pr-144m
U-232	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208
U-240	Np-240m, Np-240
Np-237	Pa-233
Pu-244	U-240, Np-240m, Np-240
Am-242m	Np-238
Am-243	Np-239
Cm-247	Pu-243
Es-254	Bk-250
Es-254m	Fm-254

**Nota:** Los niveles de exención indicados en el cuadro I.1 [de GSR Part 3] y los niveles de exención y dispensa indicados en el presente cuadro están supeditados a las siguientes consideraciones: a) se derivaron utilizando un modelo conservador basado en i) los criterios de los párrafos I.2 y I.11 [de GSR Part 3] respectivamente y ii) una serie de escenarios limitantes (confinantes) de uso y disposición final (véanse las refs. [25, 26] en el caso del cuadro I.1 [de GSR Part 3] y la ref. [27] en el caso del presente cuadro); b) si hay más de un radionucleido, el nivel de exención derivado o el nivel de dispensa derivado para la mezcla se determina conforme a lo especificado en los párrafos I.7 y I.14 [de GSR Part 3].

## Apéndice II

### VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN

II.1. Con respecto a cualquier práctica o fuente adscrita a una práctica exenta, la monitorización debería entenderse como medio para demostrar que se cumplen los criterios de exención pertinentes.

II.2. Los niveles de exención genérica que figuran en los cuadros I.1 y I.2 de GSR Part 3 [1] se basan en la hipótesis de que los radionucleidos se distribuyen de manera homogénea dentro de un material; en consecuencia, para demostrar el cumplimiento de estos niveles, en la monitorización se deberían tener en cuenta la promediación y la representatividad. Los procedimientos de promediación para determinar los valores representativos de la actividad o de la concentración de la actividad deberían formar parte integrante de cada una de las etapas de un proceso de verificación, y estos procedimientos deberían seleccionarse de acuerdo con el tipo, la naturaleza y la cantidad de los materiales objeto de evaluación, así como de la representatividad estadística. También debería considerarse la posibilidad de que la actividad esté concentrada en zonas determinadas (véanse también los párrs. 4.34 a 4.37 de GSG-18 [5]).

II.3. La verificación del cumplimiento de los criterios de exención debería basarse en un procedimiento que puede incluir la realización de mediciones directas de los materiales, la fuente o el equipo y/o la realización en laboratorios de mediciones en muestras representativas de los materiales. La verificación también debería incluir, según proceda, el uso de relaciones de radionucleidos calculadas adecuadamente, como las condiciones de equilibrio secular o transitorio, y la rastreabilidad adecuada de los materiales o las muestras.

II.4. Para verificar el cumplimiento de los criterios de exención, debería aplicarse un enfoque graduado a la monitorización de las fuentes y los materiales. Dicho enfoque debería tener en cuenta el volumen, la complejidad y la homogeneidad del material, el tipo de radionucleidos, los niveles de actividad o concentración de la actividad y la representatividad estadística.

II.5. Se debería establecer una estructura organizativa con una asignación clara de responsabilidades y con recursos adecuados para planificar y llevar a cabo la monitorización con el fin de verificar el cumplimiento de los criterios de exención

de manera oportuna y eficaz. Entre las disposiciones de gestión correspondientes que han de tenerse en cuenta figuran las siguientes:

- a) un inventario de los recursos necesarios, incluidos los recursos humanos y financieros, y de los equipos de monitorización;
- b) el establecimiento de un programa de gestión de la calidad, y
- c) el establecimiento de condiciones para el personal (incluidos, cuando proceda, los contratistas) en materia de cualificaciones, conocimientos especializados y capacitación.

II.6. Para facilitar la verificación del cumplimiento de los criterios de exención, debería especificarse lo siguiente:

- a) el número de muestras necesarias para demostrar el cumplimiento;
- b) el número de mediciones (y, cuando proceda, los lugares de medición) necesarias para demostrar el cumplimiento;
- c) el enfoque empleado en relación con las mezclas de radionucleidos y en materia de establecimiento de factores de correlación (véase el párr. II.16), y
- d) el enfoque relativo a las incertidumbres y los umbrales de detección.

#### SELECCIÓN DE LA ESTRATEGIA DE MEDICIÓN ÓPTIMA PARA VERIFICAR EL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN

II.7. Debería elaborarse una estrategia óptima de monitorización del cumplimiento de los criterios de exención con arreglo a un enfoque graduado, teniendo en cuenta factores como las características de la fuente o los materiales, los costos de la monitorización y la selección de los métodos adecuados. A la hora de definir una estrategia de medición, se deberían tener en cuenta los siguientes pasos:

- a) Optimización del número de muestras mediante la agrupación de materiales y la agregación de muestras. Ello debería hacerse de la forma más uniforme posible, de modo que las muestras de un grupo sean representativas de los materiales con respecto a los cuales se vaya a adoptar una decisión sobre la exención.
- b) Realización de una evaluación cuantitativa de las mezclas de radionucleidos teniendo en cuenta la información sobre los antecedentes de los materiales.

II.8. La estrategia óptima de monitorización incluye también la selección de los métodos de medición más adecuados, el uso de equipos debidamente calibrados y cualquier tratamiento previo necesario de las muestras antes de la medición.

II.9. El uso de métodos basados en estadísticas que tengan en cuenta el grado de homogeneidad de los radionucleidos en un material y las características del equipo utilizado para las mediciones puede reducir significativamente los costos de la monitorización. Si es muy probable que un material cumpla los niveles de exención, podría evaluarse aplicando un plan de monitorización simplificado, mientras que, si es probable que el material se acerque a los niveles establecidos o los supere, podría ser necesaria una monitorización más exhaustiva [18]. La decisión de aplicar un plan de monitorización simplificado debería basarse en estimaciones fiables del contenido de radionucleidos en los materiales.

II.10. Para verificar el cumplimiento de los niveles de exención, se debería garantizar que:

- a) las muestras se recojan correctamente y sean representativas y rastreables;
- b) se utilicen métodos correctos de medición y análisis;
- c) los resultados de las mediciones tengan la exactitud y la precisión necesarias, y
- d) los resultados de la medición se asignen al material, la fuente o el equipo adecuados [19].

## GESTIÓN DE LA CALIDAD PARA VERIFICAR EL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN

II.11. La gestión de la calidad forma parte integrante del proceso de adopción de decisiones en materia de exención de materiales en cuanto al control reglamentario. La garantía de la calidad de los resultados garantiza y demuestra que se han cumplido los criterios establecidos y proporciona confianza en la estrategia de monitorización, las técnicas y los equipos utilizados, los métodos de muestreo y medición y el análisis y la interpretación de los resultados. Para hacer efectiva la gestión de la calidad se debería seguir un enfoque graduado consonante con el alcance y la complejidad del programa de monitorización. En las referencias [18, 20] se ofrecen más detalles sobre los programas de gestión de la calidad.

## SELECCIÓN DE TÉCNICAS DE MONITORIZACIÓN PARA VERIFICAR EL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN

II.12. Una técnica de monitorización está constituida por un equipo de monitorización y un protocolo correspondiente en el que se describe la utilización del equipo en los métodos tanto directos como indirectos. En el caso de los métodos directos, el equipo se utiliza para realizar mediciones directamente en el material, la fuente o el equipo; en el caso de los métodos indirectos, las mediciones se realizan en medios secundarios como gasas o muestras tomadas del material.

II.13. En general, se pueden utilizar tres técnicas con fines de monitorización: la exploración de la superficie, la medición en masa o la recogida de muestras representativas que posteriormente se analizan en un laboratorio. Las dos primeras técnicas tienen un costo relativamente bajo y pueden ser suficientes en los casos en que se conoce la composición de radionucleidos y los radionucleidos clave se pueden medir fácilmente. La tercera técnica es, por lo general, más costosa, pero suele ser un método más preciso para analizar materiales que contienen una mezcla compleja de radionucleidos.

II.14. Siempre que sea viable, todo material debería explorarse directamente para determinar qué fracciones del material están claramente por encima o por debajo de los niveles de exención. En el caso de los radionucleidos cuya presencia no pueda confirmarse mediante mediciones directas, debería emplearse un muestreo representativo para caracterizarlo. Así pues, la estrategia de monitorización podría constar de más de una técnica [18].

II.15. Los laboratorios de radioanálisis tradicionales suelen estar equipados con algunos o con la totalidad de los instrumentos siguientes [19]: detectores proporcionales de gas para el recuento alfa y beta; contadores de centelleo (por ejemplo, NaI, LaBr) o espectrómetros gamma de germanio hiperpuro para el análisis cualitativo y cuantitativo de radionucleidos emisores gamma; detectores de rayos gamma o de rayos X de baja energía; detectores de estado sólido para mediciones espectrométricas alfa; contadores de centelleo líquido para la medición de radionucleidos emisores alfa y beta; y espectrómetros de masas. En la referencia [20] se ofrece más información al respecto.

II.16. Para los materiales que contienen mezclas de radionucleidos, los factores de correlación podrían aportar información sobre las proporciones de los distintos tipos. Los factores de correlación pueden facilitar la estimación de las concentraciones de la actividad de los radionucleidos que no pueden detectarse fácilmente, como los emisores beta de baja energía, entre ellos  $^3\text{H}$ ,  $^{63}\text{Ni}$  y  $^{14}\text{C}$ .

La monitorización de estos radionucleidos suele comportar mediciones en el laboratorio o radioquímica.

II.17. A la hora de seleccionar el equipo de medición, debería tenerse en cuenta la relación entre el cumplimiento de los criterios de exención (por ejemplo, en cuanto a la concentración de la actividad), las capacidades del equipo y las características del material. Ello dependerá de los radionucleidos y de la radiación emitida, de la distribución de los radionucleidos en el material o artículo (si se encuentran en todo el volumen o en la superficie) y de si pueden utilizarse factores de correlación. En las referencias [18, 20] se presenta información más detallada sobre la monitorización de la actividad en la superficie de un material y en el interior de este.

## DESAFÍOS RELACIONADOS CON LA MONITORIZACIÓN EN EL MARCO DE LA VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO DE LOS NIVELES DE EXENCIÓN

### **Incertidumbres**

II.18. En cada resultado de medición se debería incluir una estimación de su incertidumbre global basada en una evaluación completa de las fuentes de incertidumbre. Para demostrar el cumplimiento de los criterios de exención es necesario llevar a cabo una evaluación adecuada de la incertidumbre. Según proceda, deberían tenerse en cuenta las siguientes incertidumbres antes de adoptar decisiones sobre la exención:

- a) incertidumbres asociadas al muestreo;
- b) incertidumbres estadísticas asociadas al recuento, las mediciones y la calibración;
- c) incertidumbres asociadas a las variaciones de la radiación de fondo;
- d) incertidumbres asociadas a los métodos analíticos;
- e) incertidumbres asociadas a las características del material (por ejemplo, volumen o masa, homogeneidad, mezclas de radionucleidos), e
- f) incertidumbres asociadas a los factores de correlación entre los radionucleidos.

En las referencias [20, 21] figura más información.

## **Muestreo**

II.19. En caso de que la decisión sobre la exención se base en mediciones de la concentración de la actividad realizadas en muestras del material, debería prestarse atención a varias cuestiones a fin de velar por que las mediciones proporcionen la información necesaria para adoptar la decisión, entre ellas:

- a) Los lugares de muestreo: el muestreo debería abarcar las zonas en las que se espera que se concentren los radionucleidos garantizando a la vez la representatividad de los resultados a efectos de exención.
- b) El número de muestras: aumentar el número de muestras permite estimar mejor el valor mediano y la desviación estándar de las concentraciones de la actividad en el material. El número mínimo de muestras necesarias para una prueba estadística determinada depende del tipo de prueba, del valor mediano y de la desviación estándar de la concentración de la actividad, así como de los intervalos de confianza que se deseen alcanzar.
- c) El tamaño de la muestra: el tamaño mínimo de la muestra debería determinarse en función de los métodos analíticos que se utilizarán con el fin de garantizar que el umbral de detección quede muy por debajo de los niveles de exención (véase el párr. II.20).

## **Umbral de detección**

II.20. Se debería velar por que las técnicas de monitorización empleadas para verificar la exención tengan un umbral de detección que esté muy por debajo de los correspondientes niveles de exención, por ejemplo en cuanto a actividad, concentración de la actividad o tasa de dosis. En la referencia [22] figura una descripción detallada del concepto de umbrales de detección en la monitorización de la radiactividad. En la referencia [19] se presenta un enfoque práctico para el establecimiento de los umbrales de detección y se indican los parámetros de interés.

## **Medición de emisores alfa, emisores beta y emisores gamma de baja energía**

II.21. Las mediciones de los emisores alfa, los emisores beta y los emisores gamma de baja energía se ven afectadas por la autoabsorción, lo cual podría llevar a concluir erróneamente que se cumplen los niveles de exención. Cuando se considere que la autoabsorción puede ser significativa, deberían utilizarse técnicas de medición basadas en la separación radioquímica para determinar la concentración de la actividad en un material.

## **Heterogeneidad de los radionucleidos**

II.22. Si la presencia de radionucleidos en un material no es homogénea, la determinación de la concentración de la actividad del material a partir de una única medición o muestra generará grandes incertidumbres. Estas incertidumbres pueden reducirse mezclando el material antes de la monitorización o el muestreo y realizando un mayor número de mediciones o tomando un mayor número de muestras. Deberían documentarse los procedimientos utilizados para distinguir y mitigar los efectos de la heterogeneidad.

II.23. Como se indica en el párrafo II.2, los procedimientos de promediación deberían formar parte integrante del proceso de verificación. Si las heterogeneidades se producen a una escala superior a la masa, el volumen o el área de promediación, las concentraciones medias pueden calcularse con relativa exactitud, pero en tales casos debe procederse con cuidado para garantizar la determinación adecuada de estas variaciones a gran escala.

## **Calibración de los equipos**

II.24. Los equipos utilizados para verificar el cumplimiento de los niveles de exención deberían calibrarse en condiciones claramente definidas y controladas. Sin embargo, las condiciones durante la monitorización real (por ejemplo, temperatura, presión o humedad) pueden diferir de las condiciones en las que se llevó a cabo la calibración. Deberían tenerse en cuenta esas diferencias y, cuando proceda, corregirse los resultados de la medición. En las referencias [23 a 26] figura información sobre la calibración de diversos tipos de equipos de monitorización.

## **Contribución de la actividad de fondo**

II.25. En el momento de interpretar las mediciones para verificar el cumplimiento de los niveles de exención, debería tenerse en cuenta la contribución de la radiación de fondo. Para la sustracción de un fondo representativo, los niveles de los radionucleidos artificiales suelen ser insignificantes —a menos que el material proceda de un emplazamiento con contaminación radiactiva— y, en todo caso, por lo general resultan relativamente fáciles de determinar. En el caso de los radionucleidos de origen natural, puede haber grandes variaciones en el fondo local, incluso dentro de un emplazamiento específico, por lo que debería procederse con cautela para garantizar la representatividad de toda sustracción del fondo. En la referencia [18] figura más información.

## **Material radiactivo con otras propiedades peligrosas**

II.26. En el caso de los materiales que sean radiactivos y tengan otras propiedades peligrosas (por ejemplo, el asbesto con contaminación radiactiva), la verificación del cumplimiento de los criterios de exención radiológica tal vez no sea suficiente para conceder una exención completa del control reglamentario. Puede que haga falta a involucrar a otras organizaciones reguladoras aparte de las relacionadas con la seguridad radiológica.

## REFERENCIAS

- [1] 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.
- [2] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 1 (Rev. 1)*, OIEA, Viena, 2017.
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Glosario de seguridad nuclear tecnológica y física del OIEA: Terminología empleada en seguridad tecnológica nuclear; seguridad física nuclear; protección radiológica y preparación y respuesta para casos de emergencia, edición de 2022 (provisional)*, OIEA, Viena, 2024.
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No. 44*, IAEA, Vienna (2005).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, *Application of the Concept of Clearance, IAEA Safety Standards Series No. GSG-18*, IAEA, Vienna (2023).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, *Radiation Safety in the Trade of Commodities*, IAEA, Vienna (in preparation).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, *Radiation Safety for Consumer Products, IAEA Safety Standards Series No. SSG-36*, IAEA, Vienna (2016).
- [8] 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.
- [9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Funciones y procesos del órgano regulador relativos a la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSG-13*, OIEA, Viena, 2023.
- [10] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos, Edición de 2018, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-6 (Rev. 1)*, OIEA, Viena, 2019.
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, *Scope of Radiological Protection Control Measures, Publication 104*, Elsevier, Oxford (2007).
- [12] NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD, *Exempt Concentrations and Quantities for Radionuclides Not Included in the European Basic Safety Standards Directive, NRPB R-306, NRPB, Chilton, United Kingdom (1999)*.

- [13] EUROPEAN COMMISSION, Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption Values) Below Which Reporting Is Not Required in the European Directive, Radiation Protection 65, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1993).
- [14] EUROPEAN COMMISSION, Evaluation of the Application of the Concepts of Exemption and Clearance for Practices According to Title III of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 in EU Member States, Radiation Protection 134, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (2003).
- [15] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *Protección del público contra la exposición en espacios interiores debida al radón y a otras fuentes naturales de radiación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSG-32*, OIEA, Viena, 2018.
- [16] JOINT FAO/IAEA DIVISION OF NUCLEAR TECHNIQUES IN FOOD AND AGRICULTURE, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Criteria for Radionuclide Activity Concentrations for Food and Drinking Water, IAEA-TECDOC-1788, IAEA, Vienna (2016).
- [17] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA OCDE, OFICINA DE COORDINACIÓN DE ASUNTOS HUMANITARIOS DE LAS NACIONES UNIDAS, OFICINA INTERNACIONAL DE TRABAJO, 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 MARÍTIMA INTERNACIONAL, ORGANIZACIÓN METEOROLÓGICA MUNDIAL, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *Disposiciones para la finalización de una emergencia nuclear o radiológica, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSG-11*, OIEA, Viena, 2020.
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring for Compliance with Exemption and Clearance Levels, Safety Reports Series No. 67, IAEA, Vienna (2012).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Programmes and Systems for Source and Environmental Radiation Monitoring, Safety Reports Series No. 64, IAEA, Vienna (2010).
- [20] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual, Rep. NUREG-1576, Initial Report, NRC, Washington, DC (2004).
- [21] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Uncertainty of Measurement — Part 3: Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement (GUM:1995), ISO/IEC Guide 98-3:2008, ISO, Geneva (2008).
- [22] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Determination of the Characteristic Limits (Decision Threshold, Detection Limit and Limits of the Coverage Interval) for Measurements of Ionizing Radiation — Fundamentals and Application, ISO 11929 — Part 1: Elementary Applications (2019); Part 2: Advanced Applications (2019), Part 3: Applications to Unfolding Methods (2019); Part 4: Guidelines to Applications (2022), ISO, Geneva.

- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (2000).
- [24] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Measurement of radioactivity — Measurement and evaluation of surface contamination, ISO 7503 — Part 1: General principles (2016), Part 2: Test method using wipe-test samples (2016), Part 3: Apparatus calibration (2016), ISO, Geneva.
- [25] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, *Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración*, ISO/IEC 17025:2017, ISO, Ginebra, 2017.
- [26] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Guidance for Gamma Spectrometry Measurement of Radioactive Waste, ISO 19017:2015, ISO, Geneva (2015).



## Anexo I

### EJEMPLOS DE CÓMO DETERMINAR LA EXENCIÓN DE MATERIALES QUE CONTIENEN MÁS DE UN RADIONUCLEIDO

I-1. Los dos ejemplos siguientes muestran cómo pueden determinarse los criterios de exención cuando hay implicado más de un radionucleido.

#### EJEMPLO 1

I-2. Este ejemplo corresponde a 10 kg de un material líquido que contiene  $5 \times 10^4$  Bq de  $^{241}\text{Pu}$  y  $9 \times 10^3$  Bq de  $^{241}\text{Am}$ .

I-3. Los niveles de exención genérica para cantidades moderadas de material se especifican en el cuadro I.1 de GSR Part 3 [I-1], y las reglas de suma ponderada para la actividad y la concentración de la actividad dan como resultado lo siguiente:

- a) Método 1 (véanse la explicación y la ecuación en el párr. 4.23):
- i) Actividad:
- $f(^{241}\text{Pu}) = 5 \times 10^4 / (5 \times 10^4 + 9 \times 10^3) = 0,85$ .
  - $f(^{241}\text{Am}) = 9 \times 10^3 / (5 \times 10^4 + 9 \times 10^3) = 0,15$ .
  - Así pues, el nivel de exención derivado para la mezcla,  
 $X_m = 1 / ((0,85 / 1 \times 10^5) + (0,15 / 1 \times 10^4)) = 4,2 \times 10^4$  Bq.
  - La actividad total es de  $5 \times 10^4 + 9 \times 10^3 = 5,9 \times 10^4$  Bq. Este resultado supera los  $4,2 \times 10^4$  Bq; de ese modo, se supera el nivel de exención.
- ii) Concentración de la actividad:
- $f(^{241}\text{Pu}) = 5 / (5 + 0,9) = 0,85$ .
  - $f(^{241}\text{Am}) = 0,9 / (5 + 0,9) = 0,15$ .
  - Así pues, el nivel de exención derivado para la mezcla,  
 $X_m = 1 / ((0,85 / 1 \times 10^2) + (0,15 / 1 \times 10^0)) = 6,2$  Bq/g.
  - La concentración total de la actividad es de  $5 + 0,9 = 5,9$  Bq/g. Este resultado no supera los 6,2 Bq/g; de ese modo, no se supera el nivel de exención.
- b) Método 2 (véanse la explicación y la ecuación en el párr. 4.24):
- i) Actividad:  $5 \times 10^4 / 1 \times 10^5 + 9 \times 10^3 / 1 \times 10^4 = 0,5 + 0,9 = 1,4$ . Este resultado es superior a 1, por lo que se supera el nivel de exención.

- ii) Concentración de la actividad:  $5 / 1 \times 10^2 + 0,9 / 1 \times 10^0 = 0,05 + 0,9 = 0,9$ . Este resultado no es superior a 1, por lo que no se supera el nivel de exención.

Conforme a cualquiera de los dos métodos se cumple uno de los dos criterios para la exención (a saber, la actividad total y la concentración de la actividad); en consecuencia, el material puede quedar exento sin ulterior examen (es decir, reúne los requisitos para la exención genérica).

## EJEMPLO 2

I-4. Este ejemplo corresponde a una cantidad de material sólido a granel que contiene  $^{132}\text{Te}$  con una concentración de la actividad de 0,9 Bq/g y  $^{132}\text{I}$  con una concentración de la actividad de 0,9 Bq/g.

I-5. Para cantidades de materiales sólidos a granel, los niveles de exención se especifican en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [I-1]:

- a) El yodo-132 es descendiente del  $^{132}\text{Te}$  y, como se indica en la nota a pie de página del cuadro I.2 de GSR Part 3 [I-1], no es necesario considerarlo por separado. En consecuencia, solo hay que considerar la concentración de la actividad del nucleido padre,  $^{132}\text{Te}$ .
- b) La concentración de la actividad de 0,9 Bq/g no supera el nivel de exención correspondiente para el  $^{132}\text{Te}$  de 1 Bq/g, establecido en el cuadro I.2 de GSR Part 3 [I-1]. Por lo tanto, el material queda exento sin ulterior examen (es decir, reúne los requisitos para la exención genérica).

## REFERENCIA DEL ANEXO I

[I-1] 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.

## Anexo II

### EJEMPLOS DE MODELOS DOSIMÉTRICOS PARA ARTÍCULOS CONTAMINADOS EN LA SUPERFICIE

II-1. En este anexo se describen brevemente varios modelos dosimétricos que pueden utilizarse para evaluar las dosis efectivas resultantes del uso, la manipulación directa, el procesamiento o el mecanizado de artículos contaminados en la superficie.

#### MODELO DOSIMÉTRICO DE LA COMISIÓN EUROPEA

II-2. La referencia [II-1] es un documento técnico en el que se describen el modelo dosimétrico, los escenarios de exposición y los parámetros en los que se basa el cálculo de los niveles de dispensa de la contaminación en la superficie recomendados por la Comisión Europea (Grupo de expertos del artículo 31) y publicados en la referencia [II-2]. Aunque la metodología se refiere a la selección de niveles de dispensa para la contaminación superficial residual en metales (por ejemplo, equipos, herramientas y chatarra) derivada del desmantelamiento de instalaciones nucleares, puede aplicarse de forma más general para determinar las dosis efectivas relacionadas con la contaminación en la superficie, incluida la contaminación en otros objetos o artículos sólidos no metálicos.

II-3. Mediante la metodología se evalúa la dosis efectiva que reciben las personas debido a la contaminación total en la superficie (fija y transitoria) en dos escenarios de exposición: el procesamiento de la chatarra que ha quedado dispensada (transporte y procesamiento automatizado y manual) y la reutilización de los artículos que han quedado dispensados. El primer escenario contempla el transporte, la manipulación y la clasificación de la chatarra que ha quedado dispensada, así como su procesamiento automatizado o manual y su mecanizado, como el prensado, la trituración, el fresado y la segmentación (por ejemplo, el procesamiento térmico, el aserrado o la molienda). El segundo escenario contempla las exposiciones debidas a la reutilización continuada de equipos procedentes de una instalación autorizada que han quedado dispensados, incluidas las exposiciones debidas a la inhalación de radionucleidos como resultado de la limpieza, el lijado o el desguace (segmentación térmica) de estos equipos.

II-4. Los escenarios de exposición presentados en la referencia [II-1] están contruidos de tal manera que solo se considera la vía de exposición dominante

en cada subescenario definido de forma conservadora. Ello supone que las correspondientes contribuciones anuales de dosis efectivas se examinan por separado y no se suman para obtener una dosis efectiva total (a diferencia de otros modelos dosimétricos para la contaminación en la superficie). Por lo tanto, la contribución de dosis máxima (de todos los subescenarios) determina el valor límite del nivel de dispensa de la contaminación en la superficie. Las vías de exposición examinadas son la dosis en la piel procedente de emisores beta, la dosis efectiva externa procedente de emisores gamma, la dosis efectiva comprometida por ingestión involuntaria y la dosis efectiva comprometida por inhalación.

## MODELO DOSIMÉTRICO DEL PROYECTO COORDINADO DE INVESTIGACIÓN DEL OIEA

II-5. En 2001, el OIEA puso en marcha un proyecto coordinado de investigación para revisar los fundamentos científicos de los límites relativos a la contaminación superficial transitoria especificados en el Reglamento de Transporte del OIEA (ahora publicado como *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos, Edición de 2018, Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SSR-6 (Rev. 1) [II-3]). Estos límites se basan en un modelo dosimétrico simple (véanse los párrs. 508.1 y 508.2 de la publicación titulada *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2018 Edition)* (Material explicativo para la aplicación del Reglamento del OIEA para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos (Edición de 2018)), *Colección de Normas de Seguridad del OIEA* N° SSG-26 (Rev. 1) [II-4]). Los resultados y conclusiones del proyecto, al que también se encomendó la elaboración de material de orientación para evaluar la importancia radiológica de la contaminación superficial para los trabajadores y el público a la luz de la investigación y los avances técnicos más avanzados y de las prácticas de transporte actuales, se publicaron en la referencia [II-5].

II-6. Mediante el modelo que figura en la referencia [II-5] se evalúa la dosis ocupacional que reciben los trabajadores encargados del transporte que manipulan diversos tipos de bultos<sup>1</sup> contaminados en la superficie, así como las posibles dosis recibidas por miembros del público durante las operaciones de transporte. Mediante el modelo se calcula la dosis efectiva anual total por unidad de contaminación superficial transitoria ( $\mu\text{Sv/a}$  por  $\text{Bq/cm}^2$ ) con contribuciones de

---

<sup>1</sup> Bultos utilizados para el transporte de materiales radiactivos; sin embargo, solo se calculan las exposiciones debidas a la contaminación superficial en el exterior de estos bultos.

la contaminación por vía cutánea (transferencia de contaminación), la exposición externa procedente de la superficie del bulto, la inhalación de actividad resuspendida y la ingestión de actividad transferida a las manos (ingestión secundaria, de la mano a la boca). Las evaluaciones del modelo se consideran conservadoras. Desde entonces, el modelo se ha modificado y ampliado para utilizarlo fuera del ámbito del transporte [II-6 a II-8].

## MODELO DOSIMÉTRICO DE OGINO Y HATTORI

II-7. El modelo de Ogino y Hattori [II-8] se basa en el modelo desarrollado originalmente por el OIEA para la seguridad del transporte [II-6]. El modelo se desarrolló ulteriormente clasificando los objetos contaminados en la superficie en tres categorías generales con áreas planas independientes ( $m^2$ ): objetos manipulados manualmente ( $0,1 m^2$ ); objetos manipulados de cerca ( $1 m^2$ ); y objetos manipulados a distancia ( $10 m^2$ ). Se consideran dos escenarios: en el escenario realista, se supone que la contaminación superficial se distribuye en una décima parte de la superficie central de cada objeto; en el escenario de baja probabilidad, toda la superficie de los objetos está contaminada. También se examinaron los efectos de la incertidumbre asociada a los escenarios de exposición mediante un cálculo probabilístico [II-9].

## MODELO DOSIMÉTRICO RIVM-SUDOQU

II-8. El modelo RIVM-SUDOQU [II-6, II-7] se desarrolló con el objeto de evaluar la exposición del público y la exposición ocupacional a partir de escenarios relacionados con la manipulación y la utilización de productos, artículos y objetos de venta al por menor contaminados en la superficie en espacios interiores y exteriores. Dado que los consumidores pueden utilizar el mismo producto a lo largo del año, el modelo dosimétrico tiene en cuenta explícitamente la eliminación de la actividad por resuspensión y abrasión. De este modo, los niveles de contaminación superficial pasan a estar supeditados al tiempo y van reduciéndose tanto por la utilización del producto como por el decaimiento radiactivo. Esta supeditación temporal se incorpora en el modelo RIVM-SUDOQU mediante el uso de ecuaciones de balance másico. Mediante el modelo se evalúa la dosis efectiva individual anual total procedente de todas las vías de exposición por unidad de contaminación superficial ( $\mu Sv/a$  por  $Bq/cm^2$ ) sobre la base de las principales vías de exposición (es decir, exposición externa, inhalación, ingestión y contaminación por vía cutánea) para niveles de contaminación transitoria, fija y total.

II-9. El modelo RIVM-SUDOQU también puede eludir las ecuaciones de balance másico, en cuyo caso converge hacia el método del proyecto de investigación coordinado del OIEA que se presenta en la referencia [II-5]. En esta modalidad, el modelo también sirve para evaluar escenarios de exposición ocupacional que normalmente se caracterizan por el flujo continuo de nuevos artículos contaminados para los que el marco del balance másico es redundante. Además, con una pequeña adaptación del modelo RIVM-SUDOQU se obtiene el mismo enfoque utilizado en el modelo de Ogino y Hattori [II-8, II-9]. Por consiguiente, el modelo RIVM-SUDOQU puede utilizarse como modelo dosimétrico de referencia.

II-10. Un proyecto piloto también reveló la aplicabilidad del modelo RIVM-SUDOQU para el establecimiento de los niveles de dispensa aplicables a la contaminación superficial respecto de radionucleidos concretos sobre la base de cálculos deterministas y escenarios de reutilización pertinentes para las instalaciones nucleares [II-10, II-11]. En un estudio de referencia conexo, se compararon varios resultados con los de otros modelos dosimétricos para la contaminación superficial, como el modelo de la Comisión Europea descrito en los párrafos II-2 a II-4. El ulterior desarrollo del modelo RIVM-SUDOQU permitió realizar análisis detallados de sensibilidad de los parámetros y evaluaciones probabilísticas de las dosis.

## MODELO DOSIMÉTRICO RESRAD-BUILD

II-11. Mediante el modelo RESRAD-BUILD [II-12] se evalúan las dosis de radiación recibidas al trabajar o vivir en edificios contaminados con radiactividad residual: en las superficies de los suelos, paredes y techos; en el interior de los materiales de construcción (por ejemplo, paneles de yeso, hormigón o tuberías); o la radiactividad acumulada dentro del edificio (por ejemplo, en equipos, objetos o filtros). El RESRAD-BUILD es un modelo de análisis de vías multicompartimental<sup>2</sup> en el que se consideran dos tipos específicos de escenarios de exposición: escenarios de ocupación de los edificios y escenarios de renovación de los edificios. El primer tipo de escenario suele entrañar exposiciones crónicas o a largo plazo, por ejemplo, de residentes, oficinistas y trabajadores industriales. En estos casos, puede que los contaminantes estén suspendidos en el aire debido al uso normal y a la limpieza del edificio. En el segundo tipo de escenario, que corresponde a la descontaminación y renovación de los edificios, la exposición a niveles de contaminación más elevados suele

---

<sup>2</sup> El edificio puede dividirse hasta en tres espacios.

producirse en escalas temporales más cortas (en comparación con los escenarios de ocupación de los edificios), pero en condiciones controladas. Estos escenarios incluyen actividades como el lijado de un suelo, el picado de hormigón y la retirada o instalación de paneles de yeso.

II-12. Al ejecutar el modelo se pueden incluir hasta diez fuentes diferentes cuya expresión geométrica puede ser un volumen, una superficie, una línea o un punto. Mediante la eliminación mecánica o la erosión, la actividad de la fuente pasa a quedar suspendida en el aire y se analiza posteriormente mediante un modelo compartimental de la calidad del aire. Al ejecutar el modelo también se pueden especificar hasta diez puntos receptores para los que se calcula el equivalente de dosis efectiva total. Las vías de exposición que se tienen en cuenta son la exposición externa a la radiación procedente de la fuente; la exposición externa a la radiación procedente de la actividad depositada en el suelo; la exposición externa por inmersión en la actividad suspendida en el aire; la inhalación de la actividad suspendida en el aire; la inhalación de productos de desintegración del radón y de vapor de agua trititada; la ingestión involuntaria de actividad transitoria que procede directamente de la fuente; y la ingestión involuntaria de actividad depositada en las superficies del edificio. El código informático RESRAD-BUILD puede realizar análisis de dosis tanto deterministas como probabilistas. Este código se ha utilizado con éxito para evaluar la posible distribución de dosis resultante de la contaminación superficial utilizando escenarios de exposición ocupacional en espacios interiores [II-13].

## REFERENCIAS DEL ANEXO II

- [II-1] EUROPEAN COMMISSION, Basis for the Definition of Surface Contamination Clearance Levels for the Recycling or Reuse of Metals Arising from the Dismantling of Nuclear Installations, Radiation Protection 101, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1999).
- [II-2] EUROPEAN COMMISSION, Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the Dismantling of Nuclear Installations, Radiation Protection 89, Office for Official Publications of the European Communities, Luxembourg (1998).
- [II-3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos, Edición de 2018, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSR-6 (Rev. 1)*, OIEA, Viena, 2019.
- [II-4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2018 Edition)*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-26 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2022).

- [II-5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiological Aspects of Non-fixed Contamination of Packages and Conveyances, IAEA-TECDOC-1449, IAEA, Vienna (2005).
- [II-6] VAN DILLEN, T., SUDOQU: A new dose model to derive criteria for surface contamination of non-food (consumer) goods, containers and conveyances, Radiat. Prot. Dosim. 164 1-2 (2015) 160.
- [II-7] VAN DILLEN, T., VAN DIJK, A., SUDOQU, a new dose-assessment methodology for radiological surface contamination, J. Radiol. Prot. 38 3 (2018) 1147.
- [II-8] OGINO, H., HATTORI, T., Calculation of isotope-specific exemption levels for surface contamination, Appl. Radiat. Isot. 67 (2009) 1282.
- [II-9] OGINO, H., HATTORI, T., Verification of validity of isotope-specific exemption levels for surface contamination using Monte Carlo calculation, Jpn J. Health Phys. 44 (2009) 400.
- [II-10] RUSSO, F., MOMMAERT, C., VAN DILLEN, T., Clearance of surface-contaminated objects from the controlled area of a nuclear facility: Application of the SUDOQU methodology, Atw. Int. Z. Kernenergie 63 1 (2018).
- [II-11] VAN DILLEN, T., Bel V, personal communication, 2023.
- [II-12] YU, C., et al., User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3, Rep. ANL/EAD/03-1, Argonne National Laboratory, IL (2003).
- [II-13] KAMBOJ, S., YU, C., RABOVSKY, J., Potential Dose Distributions at Proposed Surface Radioactivity Clearance Levels Resulting from Occupational Scenarios, Rep. ANL/EVS/TM/11-3, Argonne National Laboratory, IL (2011).

## Anexo III

### EJEMPLOS DE VALORES DE CRIBADO APLICADOS EN CASOS DE SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES

#### EJEMPLO 1: VALORES DE CRIBADO APLICADOS TRAS EL ACCIDENTE DE LA CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAIICHI

##### Introducción

III-1. 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* [III-1], se utiliza el concepto de exención únicamente en el contexto de las situaciones de exposición planificadas. Sin embargo, en el contexto de la situación de exposición existente tras el accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi en el Japón, se han utilizado algunos valores de cribado para adoptar decisiones relativas a la gestión de los desechos contaminados con material radiactivo.

III-2. Tras el accidente de Fukushima Daiichi y hasta el 10 de septiembre de 2012, la Comisión de Seguridad Nuclear del Japón publicó más de 200 documentos de asesoramiento técnico basados en la Ley de Medidas Especiales relativas a la Preparación para Emergencias Nucleares [III-2], que entró en vigor en 1999 tras el accidente de criticidad de la Empresa de Conversión de Combustibles Nucleares del Japón. En la elaboración de estos documentos de asesoramiento técnico se tuvieron en cuenta las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica y las normas de seguridad del OIEA.

III-3. Para optimizar la protección de los miembros del público en la situación de exposición existente tras el accidente de Fukushima Daiichi, la Comisión de Seguridad Nuclear aconsejó seleccionar un nivel de referencia adecuado de la parte inferior del rango de 1 a 20 mSv/a, con el objeto de poder establecer a largo plazo un nivel de referencia de 1 mSv/a, tal como recomienda la Comisión Internacional de Protección Radiológica [III-3]. En atención a este asesoramiento, el Gobierno del Japón ha fijado un objetivo a largo plazo de 1 mSv/a para la dosis adicional que puede recibir un miembro del público.

III-4. En lo que respecta al tratamiento de los desechos contaminados generados por el accidente, la Comisión de Seguridad Nuclear ha prestado asesoramiento para garantizar que la dosis adicional recibida por los trabajadores

de la instalación de tratamiento y los miembros del público de los alrededores de la instalación se mantenga por debajo de 1 mSv/a sobre la base del asesoramiento de la Comisión. Además, la Comisión ha aconsejado mantener por debajo de 10  $\mu$ Sv/a la dosis adicional correspondiente a los miembros del público que vivan en las inmediaciones de la instalación de disposición final una vez finalizado el control institucional.

### **Gestión de grandes cantidades de desechos contaminados**

III-5. El gran terremoto del Japón oriental y el tsunami resultante generaron una gran cantidad de desechos, parte de los cuales estaban contaminados por radionucleidos emitidos por la central nuclear de Fukushima Daiichi. Para tratar los desechos de forma eficaz y segura, el Ministerio de Medio Ambiente del Japón estableció un valor de cribado en cuanto a la concentración de la actividad de los radionucleidos a fin de distinguir los desechos que podrían tratarse con arreglo a la legislación convencional sobre gestión de desechos [III-4] (es decir, los desechos que estuvieran por debajo del valor de cribado) de los que estarían sujetos a normas adicionales de protección radiológica (es decir, los desechos que superaran el valor de cribado), según lo previsto en la Ley de Medidas Especiales, promulgada el 30 de agosto de 2011 [III-5].

III-6. En la Ley de Medidas Especiales [III-5], el valor de cribado se ha fijado en 8000 Bq/kg para el  $^{134}\text{Cs}$  y el  $^{137}\text{Cs}$ . Este valor se basa en el criterio de que la dosis adicional correspondiente a un miembro del público o un trabajador será inferior a 1 mSv/a. Si se supera este valor de cribado, los desechos se clasifican como “desechos designados” y se aplica un tratamiento adicional con fines de protección radiológica, como la solidificación con cemento del hollín y el polvo, además de realizarse mediciones periódicas de la radiactividad presente en los gases y líquidos descargados por la instalación, de conformidad con la Ley de Medidas Especiales [III-5]. Si no se supera el valor de cribado, los desechos están sujetos al tratamiento de desechos habitual por parte de las autoridades u operadores locales en virtud de la legislación convencional en materia de gestión de desechos [III-4]. En la figura III-1 se muestra el diagrama de flujo correspondiente a la gestión de la descontaminación de los desechos y del suelo y de los “desechos especificados” (según lo dispuesto en la Ley de Medidas Especiales [III-5]).

### **Aplicación de valores de cribado en una situación de exposición existente**

III-7. En GSR Part 3 [III-1] se utiliza el concepto de exención únicamente en el contexto de situaciones de exposición planificadas. No obstante, los valores

de cribado descritos en los párrafos II-5 y II-6 pueden tomarse como ejemplo de herramienta semejante para la adopción de decisiones en el contexto de la situación de exposición existente tras el accidente de Fukushima Daiichi. Cuando hubo que adoptar una decisión sobre el control, ya existía una gran cantidad de desechos contaminados con material radiactivo y, en vista de las circunstancias, el órgano regulador estableció un valor de cribado para los desechos (8000 Bq/kg para el  $^{134}\text{Cs}$  y el  $^{137}\text{Cs}$ ).

III-8. Las normas de seguridad del OIEA hacen hincapié en la importancia de aplicar un enfoque graduado en la regulación de las instalaciones y actividades. En particular, en el párrafo 4.5 de la publicación N° GSR Part 1 (Rev. 1) de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad* [III-6], se señala lo siguiente:

“El órgano regulador asignará recursos en proporción a los riesgos radiológicos asociados a las instalaciones y actividades, con arreglo a un enfoque graduado. Por consiguiente, en el curso de los riesgos radiológicos más bajos, puede convenir que el órgano regulador exima una actividad determinada de algunos o de todos los aspectos del control reglamentario”.

Los valores de cribado empleados para la especificación de los desechos designados son ejemplo de aplicación del enfoque graduado utilizando un nivel de concentración de la actividad adecuado para los desechos.

### **Percepción pública**

III-9. El valor de cribado para los desechos se determinó sobre la base de un escenario conservador a fin de garantizar que la exposición adicional se mantuviera por debajo de 1 mSv/a para los miembros del público o los trabajadores durante el tratamiento de los desechos y por debajo de 10  $\mu\text{Sv/a}$  para los miembros del público al término del control institucional. Sin embargo, no siempre se ha aceptado que los desechos que alcancen un valor igual o inferior al valor de cribado puedan tratarse de forma segura con arreglo a las normas pertinentes establecidas por el órgano regulador. Algunos operadores de tratamiento de desechos han fijado sus propios criterios de aceptación de desechos inferiores al valor de cribado a la luz de la ansiedad expresada por los residentes locales y para ayudar a facilitar el tratamiento de los desechos.

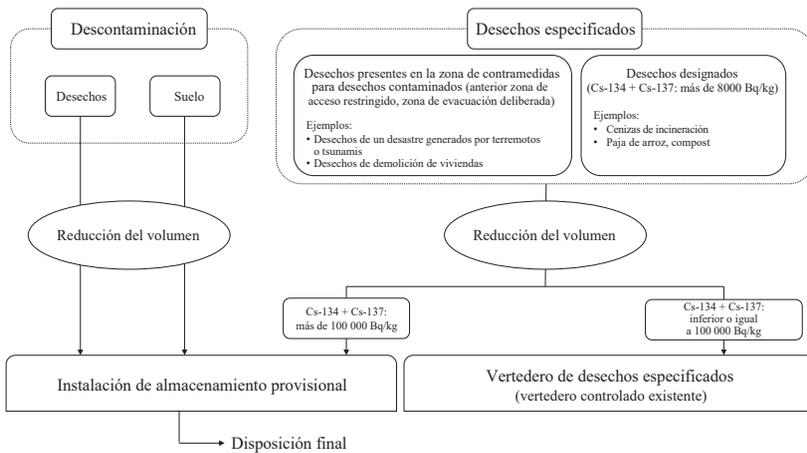


Fig. III-1. Diagrama de flujo para el tratamiento de descontaminación de los desechos y el suelo y de los desechos especificados, según lo dispuesto en la Ley de Medidas Especiales de la Prefectura de Fukushima (tomado de la ref. [III-7] y modificado con autorización).

## Valores de cribado para el control de la contaminación superficial

III-10. Grandes cantidades de suelos y desechos retirados en el marco de las actividades de descontaminación se han regulado de conformidad con la Ley de Medidas Especiales [III-5] y se han almacenado de forma segura en emplazamientos de almacenamiento temporal antes de su transporte a la instalación de almacenamiento provisional (véase la fig. III-1). Una ordenanza del Ministerio de Salud, Trabajo y Bienestar del Japón [III-8] exige que el nivel de contaminación superficial en el vehículo de transporte al salir diariamente de los emplazamientos de almacenamiento temporal tras descargar los suelos y desechos retirados no supere los  $40 \text{ Bq/cm}^2$ , lo que corresponde a 13 000 cuentas por minuto (cpm) suponiendo que se utilice un detector típico de radiación portátil Geiger-Müller (GM) con un calibre de 50 mm, ampliamente utilizado en el Japón. Si la lectura del detector de radiación portátil supera las 13 000 cpm, la superficie se descontamina. Por lo tanto, este es un ejemplo de aplicación de un valor de cribado en la adopción de decisiones para la gestión de la contaminación superficial en una situación de exposición existente.

III-11. Con respecto al control de objetos contaminados en la superficie, el Comité de Normalización sobre Protección Radiológica de la Sociedad de Física Médica del Japón ha elaborado directrices para las situaciones de exposición

planificadas, las situaciones de exposición de emergencia y las situaciones de exposición existentes [III-9]. En el cuadro III-1 se resumen los principales puntos de tales directrices. Los objetos se definen como bienes sólidos valiosos (por ejemplo, vehículos o equipos) cuyo reciclado o reutilización se ha justificado; en la traducción en inglés de las directrices se utiliza el término “commodities” [III-9]. Para las situaciones de exposición existentes, las directrices recomiendan un criterio de dosis efectiva individual inferior al rango de 1 a 10 mSv/a, en función de las circunstancias imperantes, y ofrecen un ejemplo de lecturas del detector típico de radiación portátil GM de 21 000 cpm, nivel que corresponde a un criterio de dosis efectiva anual de 1 mSv. Por consiguiente, el valor de cribado para los vehículos de transporte en los emplazamientos de almacenamiento temporal descritos en el párrafo III-10 se ajusta a las directrices (es decir, 13 000 cpm < 21 000 cpm), lo que supone que la dosis adicional correspondiente a los miembros del público y los trabajadores se mantiene por debajo de 1 mSv/a.

## EJEMPLO 2: VALORES DE CRIBADO APLICADOS A MATERIALES DE CONSTRUCCIÓN

III-13. Por lo general, los materiales de edificación<sup>1</sup> y los materiales de construcción (en lo sucesivo denominados colectivamente “materiales de construcción”) contienen ciertos niveles de radionucleidos naturales o artificiales. Las concentraciones de radionucleidos pueden depender del origen geológico de los materiales o ser el resultado de una contaminación (residual) procedente de prácticas autorizadas o anteriores o de una emergencia nuclear o radiológica. La identificación de los materiales de construcción y la verificación del cumplimiento del requisito 51 de GSR Part 3 [III-1] no siempre resultan sencillas. Por lo tanto, el gobierno y el órgano regulador pueden aplicar ciertos valores de cribado para facilitar el proceso de adopción de decisiones, como se explica en la referencia [III-13].

III-14. Los productores y fabricantes de materiales de construcción, así como los importadores, comerciantes y empresas constructoras, podrían considerarse partes responsables en las distintas fases del ciclo de vida de dichos materiales y, por lo tanto, les corresponderá la responsabilidad de demostrar el cumplimiento de los reglamentos.

---

<sup>1</sup> Los materiales de edificación son materiales de construcción utilizados para la construcción de edificios como viviendas, oficinas, locales industriales y otros lugares de trabajo.

CUADRO III-1. RESUMEN DE LAS DIRECTRICES PARA EL TRASLADO DE OBJETOS CONTAMINADOS CON MATERIAL RADIATIVO EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN PLANIFICADAS, SITUACIONES DE EXPOSICIÓN DE EMERGENCIA Y SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES (tomado de la ref. [III-9] y modificado con autorización)

	Situación de exposición planificada	Situación de exposición de emergencia	Situación de exposición existente
Criterios de dosis (dosis efectiva)	Del orden de 10 $\mu$ Sv/a o inferior	Menos de 10 mSv/a	Menos de 1 a 10 mSv/a
Concepto de referencia	Dispensa	Criterio genérico establecido en la publicación GSR Part 7 del OIEA [III-10]	Intervención
Objetivo y conceptos básicos	Traslado de la zona controlada a la zona general Aplicación del concepto de dispensa a muchos objetos trasladados relativamente pequeños	Traslado desde la zona afectada por materiales radiactivos emitidos en una emergencia nuclear o radiológica Justificación y optimización Una décima parte del nivel de referencia máximo de 20 a 100 mSv/a para una situación de exposición de emergencia Un límite superior de 1 mSv/a de dosis efectiva para la exportación internacional	Traslado de la zona afectada por una emergencia nuclear o radiológica o desde una zona en recuperación tras un accidente a una zona menos afectada u ordinaria Justificación y optimización La parte inferior del rango de 1 a 20 mSv/a, que es el nivel de referencia en una situación de exposición existente Un límite superior de 1 mSv/a de dosis efectiva para la exportación internacional

CUADRO III-1. RESUMEN DE LAS DIRECTRICES PARA EL TRASLADO DE OBJETOS CONTAMINADOS CON MATERIAL RADIACTIVO EN SITUACIONES DE EXPOSICIÓN PLANIFICADAS, SITUACIONES DE EXPOSICIÓN DE EMERGENCIA Y SITUACIONES DE EXPOSICIÓN EXISTENTES (tomado de la ref. [III-9] y modificado con autorización) (cont.)

	Situación de exposición planificada	Situación de exposición de emergencia	Situación de exposición existente
Escenarios de exposición	Manipulación de bultos pequeños [III-11] Manipulación de objetos generales [III-12]	Manipulación de contenedores de combustible gastado [III-11] Manipulación de objetos generales [III-12]	Manipulación de contenedores de combustible gastado [III-11] Manipulación de objetos generales [III-12]
Ejemplos de lecturas del detector típico de radiación portátil GM ampliamente utilizado en el Japón	1000 cpm (10 Bq/cm <sup>2</sup> de Co-60) 2300 cpm (10 Bq/cm <sup>2</sup> de Cs-137)	460 000 cpm (1900 Bq/cm <sup>2</sup> de I-131 + 19 Bq/cm <sup>2</sup> de Cs-137) 19 Bq/cm <sup>2</sup> de Cs-137)	21 000 cpm (0,44 Bq/cm <sup>2</sup> de I-131 + 44 Bq/cm <sup>2</sup> de Cs-134 + 44 Bq/cm <sup>2</sup> de Cs-137), correspondiente al criterio de dosis efectiva anual de 1 mSv

III-15. Los Estados han adoptado diversos métodos para abordar la regulación de los materiales de construcción. Con arreglo a un enfoque graduado, las restricciones relativas al uso de materiales de construcción para fines residenciales, públicos, industriales o de otro tipo podrían definirse, por ejemplo, en función de las mediciones de la concentración de la actividad.

III-16. Las orientaciones necesarias para caracterizar y controlar la radiactividad en los materiales de construcción pueden proceder de un órgano regulador apropiado u otra autoridad competente en los ámbitos de la protección radiológica o la salud pública o formularse como códigos de construcción. En dichas orientaciones se debe establecer un procedimiento para identificar los materiales de construcción que podrían suponer para los miembros del público dosis superiores al nivel de referencia aplicable. Además, los reglamentos y las orientaciones deben incluir disposiciones sobre la calidad de las mediciones, el registro de los resultados de las mediciones y la forma y la frecuencia de la notificación.

III-17. En el párrafo 5.22 de GSR Part 3 [III-1] se establece un nivel de referencia en cuanto a la dosis efectiva anual de cerca de 1 mSv para la exposición debida a radionucleidos en materiales de construcción. El nivel de referencia de cerca de 1 mSv se aplica únicamente a la dosis recibida por exposición a radiación gamma procedente de los materiales de construcción (es decir, excluye cualquier dosis adicional procedente del  $^{222}\text{Rn}$  o el  $^{220}\text{Rn}$  liberado al aire del interior por estos materiales) [III-14]. La estimación realista de la dosis efectiva anual correspondiente a la persona representativa es compleja y, por lo general, debe ser realizada por expertos en protección radiológica. Por lo tanto, la práctica habitual consiste en incluir el uso de valores de cribado en las orientaciones con fines prácticos a fin de ofrecer un medio más sencillo de demostrar el cumplimiento del nivel de referencia. Dichos valores de cribado podrían comportar el establecimiento y el uso de los siguientes elementos:

- a) concentraciones de la actividad derivadas para los radionucleidos de que se trate;
- b) un método para aplicar un “índice de actividad” (véase el párr. III-18), y
- c) niveles operacionales derivados expresados en cuanto a las tasas de dosis gamma.

III-18. Un índice de actividad es una cantidad adimensional obtenida a partir de las mediciones de las concentraciones de la actividad de los radionucleidos que pueden estar presentes en los materiales de edificación y de construcción, por lo general el  $^{40}\text{K}$ , el  $^{226}\text{Ra}$  y el  $^{232}\text{Th}$ . Cuando corresponda, podría ser

necesario tener en cuenta otros radionucleidos artificiales. Los valores de cribado pueden expresarse como índice de actividad con el que se va a comparar el índice calculado a fin de estimar si el material cumple el nivel de referencia para la dosis. En los anexos I y II de la referencia [III-13] se proporcionan más orientaciones sobre el cálculo del índice de actividad, así como sobre los métodos de medición y el cálculo de dosis y la modelización, la obtención de valores de cribado y el uso de tasas de dosis gamma como valores de cribado operacionales. (Véase también la sección 4 de la publicación N° SSG-32 de la *Colección de Normas de Seguridad del OIEA*, titulada *Protección del público contra la exposición en espacios interiores debida al radón y a otras fuentes naturales de radiación* [III-14]).

III-19. Cuando los materiales de construcción no se utilizan como material a granel sino, por ejemplo, como material superficial o decorativo, como es el caso de los azulejos, las placas de yeso o las decoraciones de granito, podría aplicarse un valor de cribado diferente para el índice de actividad. Por ejemplo, en China, Finlandia y la República Checa, el índice de actividad correspondiente a estos materiales superficiales difiere del índice de actividad correspondiente a los materiales a granel [III-13].

III-20. Los materiales de construcción que superen el valor de cribado correspondiente a la cantidad medida o calculada podrán seguir utilizándose de forma limitada o bajo determinadas condiciones con arreglo a un enfoque graduado. En el anexo IV de la referencia [III-13] se presentan ejemplos de disposiciones que establecen condiciones de ese tipo en los reglamentos nacionales.

### REFERENCIAS DEL ANEXO III

- [III-1] 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.

- [III-2] GOVERNMENT OF JAPAN, Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness (Act No. 156), Government of Japan, Tokyo (1999) (en japonés).
- [III-3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Application of the Commission's Recommendations to the Protection of People Living in Long-term Contaminated Areas After a Nuclear Accident or a Radiation Emergency, Publication 111, Elsevier, Oxford (2009).
- [III-4] GOVERNMENT OF JAPAN, Waste Management and Public Cleansing Law (Law No. 137), Government of Japan, Tokyo (1970) (en japonés).
- [III-5] GOVERNMENT OF JAPAN, Act on Special Measures Concerning the Handling of Environmental Pollution by Radioactive Materials Discharged by the Nuclear Power Station Accident Associated with the Tohoku District off the Pacific Ocean Earthquake That Occurred on 11 March 2011 (Law No. 110), Government of Japan, Tokyo (2011) (en japonés).
- [III-6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° GSR Part 1 (Rev. 1)*, OIEA, Viena, 2017.
- [III-7] MINISTRY OF THE ENVIRONMENT, FY2014 Decontamination Report: A Compilation of Experiences to Date on Decontamination for the Living Environment Conducted by the Ministry of the Environment, Government of Japan, Tokyo (2015) (en japonés).
- [III-8] MINISTRY OF HEALTH, LABOUR AND WELFARE, Ordinance on Prevention of Ionizing Radiation Hazards at Works to Decontaminate Soil and Wastes Contaminated by Radioactive Materials Resulting from the Great East Japan Earthquake and Related Works (Ordinance No. 152), Government of Japan, Tokyo (2011).
- [III-9] JAPANESE STANDARDIZATION COMMITTEE ON RADIATION PROTECTION, Summary of the three guidelines for moving out of commodities with radioactive contamination in planned, emergency and existing exposure situations, *Jpn J. Health Phys.* **52** 4 (2017) 311.

- [III-10] 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.
- [III-11] MUNAKATA, M. Applicable limits on non-fixed surface contamination for safe transport of radioactive materials, *Packag. Transp. Storage Secur. Radioact. Mater.* 24 (2013) 191.
- [III-12] OGINO, H., HATTORI, T. Calculation of isotope-specific exemption levels for surface contamination, *Appl. Radiat. Isot.* 67 (2009) 1282.
- [III-13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Exposure due to Radionuclides in Building Materials and Construction Materials, Safety Reports Series No. 117, IAEA, Vienna (2023).
- [III-14] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, *Protección del público contra la exposición en espacios interiores debida al radón y a otras fuentes naturales de radiación, Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° SSG-32*, OIEA, Viena, 2018.



## COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y LA REVISIÓN

Canoba, A.	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina
Colgan, P.A.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Haridasan, P.P.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Ljubenov, V.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Ogino, H.	Autoridad de Reglamentación Nuclear, Japón
Pinak, M.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Reisenweaver, D. W.	Consultor, Estados Unidos de América
Shaw, P.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Tenorio, R.G.	Universidad de Sevilla, España
van Dillen, T.	Instituto Nacional de Salud Pública y Medio Ambiente, Reino de los Países Bajos.





# IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

Nº 27

## PEDIDOS DE PUBLICACIONES

Las publicaciones de pago del OIEA pueden adquirirse a través de nuestro distribuidor principal o en las principales librerías locales.

Los pedidos de publicaciones gratuitas deben hacerse directamente al OIEA.

### **Pedidos de publicaciones de pago**

Póngase en contacto con su proveedor local de preferencia o con nuestro distribuidor principal:

#### **Eurospan**

1 Bedford Row  
Londres WC1R 4BU  
Reino Unido

#### **Pedidos comerciales y consultas:**

Teléfono: +44 (0)1235 465576  
Correo electrónico: [trade.orders@marston.co.uk](mailto:trade.orders@marston.co.uk)

#### **Pedidos individuales:**

Teléfono: +44 (0)1235 465577  
Correo electrónico: [direct.orders@marston.co.uk](mailto:direct.orders@marston.co.uk)  
[www.eurospanbookstore.com/iaea](http://www.eurospanbookstore.com/iaea)

#### **Para más información:**

Teléfono: +44 (0) 207 240 0856  
Correo electrónico: [info@eurospan.co.uk](mailto:info@eurospan.co.uk)  
[www.eurospan.co.uk](http://www.eurospan.co.uk)

### **Los pedidos de publicaciones, tanto de pago como gratuitas, pueden enviarse directamente a:**

Sección Editorial  
Organismo Internacional de Energía Atómica  
Vienna International Centre  
PO Box 100  
1400 Viena (Austria)  
Teléfono: +43 1 2600 22529 o 22530  
Correo electrónico: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
[www.iaea.org/es/publicaciones](http://www.iaea.org/es/publicaciones)





# Seguridad mediante las normas internacionales

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA  
VIENA