

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

Evaluación de la exposición ocupacional debida a fuentes externas de radiación

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



IAEA



GUÍA DE SEGURIDAD

Nº RS-G-1.3



IAEA

Organismo Internacional de Energía Atómica

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

PUBLICACIONES DEL OIEA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

NORMAS DE SEGURIDAD DEL OIEA

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

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

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

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

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

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

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

www-ns.iaea.org/standards/

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

OTRAS PUBLICACIONES DEL OIEA RELACIONADAS CON LA SEGURIDAD

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

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

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

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

EVALUACIÓN DE
LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL
DEBIDA A FUENTES EXTERNAS
DE RADIACIÓN

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

© OIEA, 2004

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

Impreso por el OIEA en Austria
Febrero de 2004
STI/PUB/1076

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD N° RS-G-1.3

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL DEBIDA A FUENTES EXTERNAS DE RADIACIÓN

GUÍA DE SEGURIDAD

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

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
VIENA, 2004

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

ESTA PUBLICACIÓN DE LA COLECCIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD SE
PUBLICA TAMBIEN EN FRANCÉS, INGLÉS Y RUSO

EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN OCUPACIONAL
DEBIDA A FUENTES EXTERNAS DE RADIACIÓN
OIEA, VIENA, 2004
STI/PUB/1076
ISBN 92-0-300704-0
ISSN 1020-5837

PRÓLOGO

**por Mohamed ElBaradei
Director General**

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

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

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

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

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

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

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

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

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

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

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

PREFACIO

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

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

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

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

Las tres Guías de seguridad sobre protección radiológica ocupacional fueron auspiciadas por el OIEA y la Oficina Internacional del Trabajo conjuntamente. El Organismo agradece con reconocimiento la contribución de la Comisión Europea a la elaboración de la presente Guía de seguridad.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

La presente Guía de seguridad se dedica a la evaluación de la exposición debida a fuentes externas de radiación en el lugar de trabajo. Esta exposición puede producirse por diversas fuentes dentro del lugar de trabajo, y la vigilancia de los trabajadores y del lugar de trabajo en tales casos constituye una parte integrante de todo programa de protección radiológica ocupacional. La evaluación de la exposición debida a fuentes externas de radiación depende de manera importante del conocimiento del tipo de radiación y de su energía, así como de las condiciones de la exposición. La presente Guía de seguridad recoge los principales cambios habidos en los últimos diez años en los procedimientos internacionales de evaluación de la dosis externa.

NOTA EDITORIAL

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

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

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

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN	1
	Antecedentes (1.1–1.4)	1
	Objetivo (1.5)	2
	Alcance (1.6–1.7)	2
	Estructura (1.8–1.9)	2
2.	MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS	3
	Introducción (2.1–2.4)	3
	Magnitud operacional para la vigilancia radiológica individual (2.5–2.8)	5
	Magnitudes para la vigilancia radiológica del lugar de trabajo (2.9–2.16)	6
3.	PROGRAMAS DE VIGILANCIA	7
	Objetivo general (3.1–3.5)	7
	Evaluación de la dosis individual (3.6–3.41)	8
4.	ESPECIFICACIONES DOSIMÉTRICAS	18
	Consideraciones generales (4.1–4.3)	18
	Especificaciones para dosímetros personales (4.4–4.22)	19
	Especificaciones para la vigilancia radiológica del lugar de trabajo (4.23–4.32)	27
5.	PRUEBAS TIPO	30
	Consideraciones generales (5.1–5.4)	30
	Pruebas tipo de dosímetros personales (5.5–5.17)	31
	Pruebas tipo de monitores para lugares de trabajo (5.18–5.19)	36
6.	PRUEBAS PREOPERACIONALES Y PERIÓDICAS (6.1–6.4)	36
7.	PRUEBAS DE FUNCIONAMIENTO	37
	Consideraciones generales (7.1)	37

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

Pruebas para la autorización de funcionamiento (7.2–7.4)	38
Prueba rutinaria de funcionamiento (7.5–7.7)	38
8. INFORMES Y CONSERVACIÓN DE REGISTROS DE DOSIS	40
Consideraciones generales (8.1–8.2)	40
Conservación de registros de vigilancia radiológica individual (8.3–8.8)	41
Conservación de registros de vigilancia radiológica del lugar de trabajo (8.9–8.10)	42
Presentación de informes a la dirección (8.11–8.12)	43
9. GARANTÍA DE CALIDAD	43
Requisitos (9.1)	43
Puesta en práctica y gestión (9.2–9.13)	43
Evaluación del funcionamiento (9.14–9.16)	46
Contratación del servicio de vigilancia (9.17)	47
APÉNDICE: VIGILANCIA DE LA CONTAMINACIÓN DE LA PIEL Y EVALUACIÓN DE LA DOSIS EN PIEL	49
REFERENCIAS	51
ANEXO I: RESUMEN DE FACTORES DE PONDERACIÓN DE LA RADIACIÓN Y RELACIONES Q–L RECOMENDADOS	55
ANEXO II: INSTRUMENTACIÓN PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL	57
ANEXO III: INSTRUMENTACIÓN PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO	69
ANEXO IV: CONDICIONES DE REFERENCIA Y CONDICIONES DE PRUEBA NORMALIZADA	79
ANEXO V: DATOS RELATIVOS A PRUEBAS TIPO DE DOSÍMETROS PERSONALES Y MONITORES DE ÁREA EN FUNCIÓN DE MAGNITUDES OPERACIONALES	81

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

ANEXO VI: EJEMPLOS DE LAS NORMAS CEI PARA EQUIPOS DE VIGILANCIA DE LA RADIACIÓN	93
COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y EXAMEN	94
ÓRGANOS ASESORES PARA LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD	95

1. INTRODUCCIÓN

ANTECEDENTES

1.1. La exposición ocupacional a las radiaciones puede producirse como consecuencia de diversas actividades llevadas a cabo por el hombre, incluido el trabajo asociado a las diferentes etapas del ciclo del combustible nuclear, el uso de fuentes radiactivas y aparatos de rayos X en medicina, la investigación científica, la educación, la agricultura y la industria y las ocupaciones que implican el manejo de materiales que contienen concentraciones elevadas de radionucleidos de origen natural. Para controlar esta exposición es necesario poder evaluar la magnitud de la dosis de que se trate.

1.2. En la publicación de la colección de Nociones fundamentales de seguridad titulada “Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación” [1] se presentan los objetivos, conceptos y principios de la protección y seguridad radiológicas. Los requisitos para alcanzar los objetivos y aplicar los principios indicados en las Nociones fundamentales de seguridad, incluidos los requisitos para la protección de los trabajadores expuestos a fuentes radiactivas, se establecen en las Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra las radiaciones ionizantes y para la seguridad de las fuentes de radiación (denominadas por lo general Normas básicas de seguridad o NBS), patrocinadas conjuntamente por el OIEA y otras cinco organizaciones internacionales [2].

1.3. Tres guías de seguridad interrelacionadas que han sido preparadas conjuntamente por el OIEA y la Oficina Internacional del Trabajo (OIT) suministran orientaciones sobre el cumplimiento de los requisitos de las Normas básicas de seguridad en relación con la exposición ocupacional. La Guía de seguridad [3] da orientaciones generales sobre las condiciones de exposición radiológica para las cuales deberían prepararse programas de vigilancia radiológica a fin de evaluar las dosis de radiación provenientes de la irradiación externa y de la incorporación de radionucleidos por los trabajadores. La presente Guía de seguridad suministra una orientación más específica sobre la evaluación de las dosis debidas a fuentes externas de radiación, mientras que la Ref. [4] trata sobre la incorporación de sustancias radiactivas.

1.4. La Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) también ha elaborado recomendaciones acerca de la protección radiológica ocupacional [5]. En la preparación de esta Guía de seguridad se han tenido en cuenta éstas y otras recomendaciones actuales de la CIPR [6] y de la Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas (CIUMR) [7–10].

OBJETIVO

1.5. El propósito de esta Guía de seguridad es suministrar una amplia orientación a las autoridades reguladoras para cumplir los requisitos y llevar a cabo una evaluación eficaz de la exposición ocupacional a fuentes externas de radiación ionizante. La Guía de seguridad resultará también útil para los interesados en la planificación y gestión de programas de vigilancia radiológica ocupacional, para los responsables de la operación de servicios de vigilancia individual y para los participantes en el diseño de dosímetros y equipos utilizados en la dosimetría personal y en la vigilancia radiológica de los lugares de trabajo.

ALCANCE

1.6. Esta Guía de seguridad contiene orientaciones para el establecimiento de programas de vigilancia de la exposición externa: la dosimetría apropiada para la vigilancia radiológica individual y del lugar de trabajo, la interpretación de resultados, la conservación de registros y la garantía de calidad. Se analizan los objetivos generales de los servicios y sistemas de dosimetría personal, con particular atención a las magnitudes a medir y a la precisión y exactitud necesarias para la realización de las mediciones. Se dan orientaciones sobre las pruebas tipo y las pruebas de funcionamiento de los dosímetros junto con los datos dosimétricos necesarios para llevar a cabo este cometido.

1.7. El tema de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo se analiza sólo en la medida en que dicha vigilancia se utiliza en la evaluación de la dosis individual. En el Apéndice se analiza la exposición externa por contaminación de la piel, si bien la vigilancia de la contaminación superficial en el lugar de trabajo se aborda en la ya mencionada Guía de seguridad sobre exposición interna [4]. La dosimetría especializada para casos de accidentes en los cuales las dosis excedan significativamente de los límites de dosis ocupacional queda fuera del alcance de esta publicación.

ESTRUCTURA

1.8. En la Sección 2 se presenta la relación entre las magnitudes de protección y las magnitudes operacionales de dosis. La Sección 3 trata sobre los objetivos y el empleo de la vigilancia de la exposición a las radiaciones externas. La Sección 4 aborda las características esenciales de los programas de vigilancia radiológica y el papel de la vigilancia radiológica individual y del lugar de trabajo. Las especificaciones dosimétricas para los dosímetros personales y la vigilancia del lugar de trabajo se describen

en la Sección 5, inclusive la precisión, las incertidumbres y las especificaciones de funcionamiento. Las pruebas tipo de los dosímetros personales y de los monitores de vigilancia del lugar de trabajo se presentan en la Sección 6. En las Secciones 7 y 8 se analizan las pruebas de calibración y funcionamiento. La Sección 9 abarca el mantenimiento de registros y la Sección 10 trata sobre la garantía de calidad.

1.9. Se incluye información adicional en un apéndice y en los anexos. El Apéndice trata el tema de la dosimetría de la piel. El Anexo I contiene los valores recomendados para los factores de ponderación de la radiación y la relación entre el factor de calidad y la transferencia lineal de energía. En los Anexos II y III se describe a grandes rasgos el equipo necesario para la vigilancia radiológica individual y del lugar de trabajo. En el Anexo IV se indican las condiciones de las pruebas tipo y de referencia especificadas por la Comisión Electrotécnica Internacional (CEI). En el Anexo V se dan los coeficientes de conversión de dosis recomendados por la CIPR y la CIUMR, así como detalles de los campos de radiación recomendados por la Organización Internacional de Normalización (ISO) con fines de calibración. En el Anexo VI se ofrecen ejemplos de las normas de la CEI para los equipos de vigilancia de las radiaciones.

2. MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS

INTRODUCCIÓN

2.1. Las magnitudes dosimétricas recomendadas con fines de protección radiológica, y en las cuales se expresan los límites de dosis en las NBS, son la dosis efectiva E y la dosis equivalente H_T en un tejido u órgano T . Las magnitudes físicas básicas incluyen la fluencia de partículas ϕ , el kerma K y la dosis absorbida D .

2.2. La CIUMR introdujo magnitudes operacionales de uso práctico en protección radiológica en lo que se refiere a exposición a fuentes externas [7], que se definieron posteriormente en el Informe 51 de la CIUMR [10]. Las magnitudes operacionales para la vigilancia radiológica de área son el equivalente de dosis ambiental $H^*(d)$ y el equivalente de dosis direccional $H_q(d, W)$, y para la vigilancia radiológica individual es el equivalente de dosis individual $H_p(d)$. Dichas magnitudes se analizan brevemente en la mencionada Guía de seguridad [3] y se definen formalmente en las NBS [2]. La evaluación detallada de la relación numérica entre las magnitudes físicas, de protección y operacionales, ha sido realizada por un Grupo de Trabajo conjunto de la CIPR y la CIUMR [11]. La relación conceptual entre esas magnitudes se ilustra en la Fig. 1 [11].

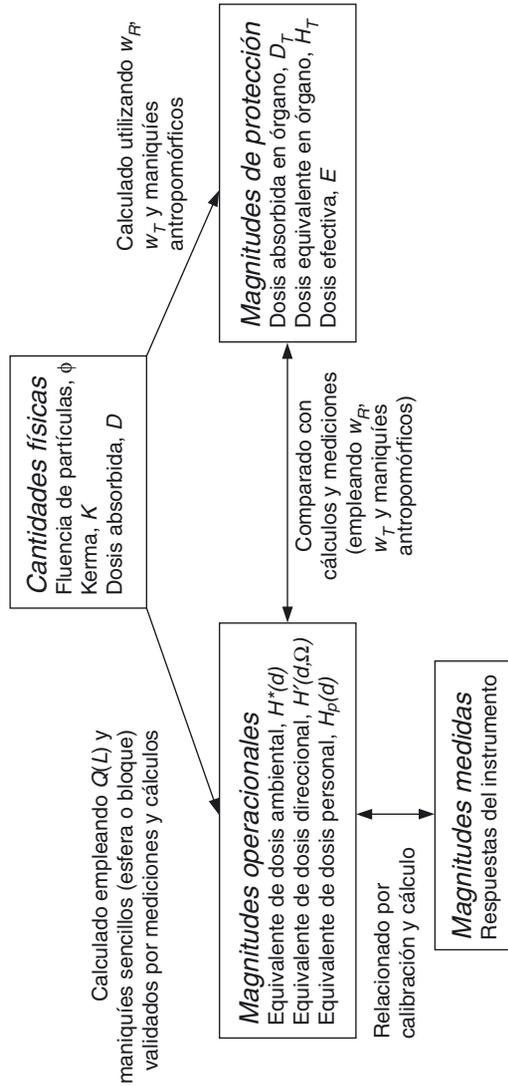


FIG. 1. Relación de magnitudes con fines de protección radiológica [11].

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

2.3. La determinación de la dosis equivalente, y por tanto de la dosis efectiva, entraña el uso de factores de ponderación de las radiaciones w_R como multiplicadores de la dosis absorbida, para reflejar el mayor detrimento resultante de una dosis absorbida determinada cuando es producida por una radiación de alta transferencia lineal de energía (TLE) en lugar de una radiación de baja TLE. Los valores recomendados de w_R se basan en un examen de la información biológica publicada y se incluyen en el Cuadro I-1 (Anexo I).

2.4. Los factores de calidad de la radiación Q se utilizan para determinar las magnitudes operacionales y se basan en la relación Q -TLE. Los factores de calidad se emplean también como valores aproximados de w_R para los tipos de radiación no incluidos en el Cuadro I-I. La relación Q -TLE recomendada se incluye en el Cuadro I-II del Anexo I.

MAGNITUD OPERACIONAL PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL

2.5. La magnitud dosimétrica operacional recomendada en las NBS para la vigilancia radiológica individual es el equivalente de dosis individual $H_p(d)$ [9-10], que es el equivalente de dosis en tejido blando, a una profundidad apropiada d por debajo de un punto especificado en el cuerpo. Un método aproximado para medir $H_p(d)$ sería utilizar un detector colocado en la superficie del cuerpo cubierto con un material sustitutivo del tejido de un espesor adecuado. No obstante, pueden ser aceptables otras soluciones, siempre que se logre la variación necesaria de la respuesta con la energía.

2.6. Cualquier constatación del equivalente de dosis individual debe incluir la especificación de la profundidad de referencia d . Para radiaciones débilmente y fuertemente penetrantes (véase el párr. 2.14), las profundidades recomendadas son 0,07 mm y 10 mm respectivamente, aunque pueden ser adecuadas otras profundidades en casos particulares, por ejemplo, 3 mm para el cristalino del ojo. Para simplificar la notación, se supone que d está expresada en milímetros, y por tanto los equivalentes de dosis individual para las dos profundidades recomendadas, mencionadas con anterioridad, se expresan como $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$.

2.7. $H_p(10)$, es decir, el equivalente de dosis individual a 10 mm de profundidad, se utiliza para proporcionar una estimación de la dosis efectiva que evite tanto una subestimación como una sobrestimación excesiva. Se considera que las células sensibles de la piel están entre 0,05 y 0,1 mm por debajo de la superficie de ésta, y por tanto se utiliza $H_p(0,07)$ para calcular la dosis equivalente en la piel. También

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

puede utilizarse $H_p(0,07)$ para la vigilancia de las extremidades, donde la dosis en la piel es la magnitud limitativa.

2.8. La calibración de los dosímetros se efectúa en condiciones convencionales simplificadas (condiciones de prueba tipo, véase la Sección 5), sobre un maniquí adecuado. Puede utilizarse la magnitud $H_p(d)$ para especificar el equivalente de dosis en un punto de un maniquí que representa el cuerpo. Si un dosímetro mide $H_p(d)$ correctamente en un punto sobre tal maniquí, se admite que mide $H_p(d)$ con suficiente exactitud en el cuerpo de cualquier persona.

MAGNITUDES PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO

2.9. Las magnitudes operacionales recomendadas para la vigilancia radiológica del lugar de trabajo se definen en un maniquí conocido como la esfera de la CIUMR [10]. Se trata de una esfera de material equivalente al tejido con un diámetro de 30 cm, una densidad de 1 g/cm³ y una composición elemental másica del 76,2% de oxígeno, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrógeno y 2,6% de nitrógeno.

2.10. Las dos magnitudes recomendadas por la CIUMR para la vigilancia de área [10] son: el equivalente de dosis ambiental $H^*(d)$ y el equivalente de dosis direccional $H^*(d, \omega)$, que son adecuadas para medir campos de radiación fuerte y débilmente penetrantes (véase el párr. 2.14) respectivamente.

2.11. El equivalente de dosis ambiental $H^*(d)$ en un punto del campo de radiación es el equivalente de dosis que sería producido por el correspondiente campo expandido y alineado en la esfera de la CIUMR, a una profundidad d sobre el radio opuesto a la dirección del campo alineado.

2.12. El campo expandido es aquel en el cual la fluencia y sus distribuciones direccional y energética son las mismas en todo el volumen de interés que en el campo real del punto de referencia. En el campo expandido y alineado, la fluencia y su distribución energética son las mismas que en el campo expandido, pero la fluencia es unidireccional.

2.13. Cualquier constatación de la dosis equivalente ambiental debe incluir la especificación de la profundidad de referencia d . En el caso de radiación fuertemente penetrante (véase el párr. 2.14), la profundidad recomendada es 10 mm. Como en el caso del equivalente de dosis individual, d debe expresarse en milímetros, por lo que $H^*(10)$ es el equivalente de dosis ambiental para una profundidad de 10 mm. Para

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

medir $H^*(d)$ es necesario que el campo de radiación sea uniforme alrededor del volumen sensible del instrumento y que el instrumento tenga una respuesta isotrópica.

2.14. Las radiaciones débilmente penetrantes y fuertemente penetrantes se definen como sigue [7]: si, para una orientación dada del cuerpo en un campo uniforme y unidireccional, la dosis equivalente determinada por cualquier área pequeña de la capa sensible de la piel supera en más de diez veces la dosis efectiva, se dice que la radiación es débilmente penetrante. Si la dosis equivalente no llega a superar en diez veces la dosis efectiva, se dice entonces que la radiación es fuertemente penetrante.

2.15. El equivalente de dosis direccional $H\psi(d, \omega)$ en un punto del campo de radiación es el equivalente de dosis que sería producido por el correspondiente campo expandido en la esfera de la CIUMR, a una profundidad d sobre un radio en una dirección especificada ω . Cualquier enunciado del equivalente de dosis direccional debe incluir la especificación de la profundidad de referencia d y la dirección ω de la radiación. Para las radiaciones débilmente y fuertemente penetrantes, las profundidades recomendadas son de 0,07 mm y 10 mm respectivamente. Debe expresarse d igualmente en milímetros.

2.16. Si el campo es unidireccional, la dirección ω se especifica como el ángulo entre el radio opuesto al campo incidente y el radio especificado. Cuando el radio especificado es paralelo al campo de radiaciones (es decir cuando $\omega = 0^\circ$) la magnitud $H\psi(d, 0)$ puede representarse simplemente por $H\psi(d)$. Además, en un campo unidireccional, $H\psi(d) = H^*(d)$. Para medir $H\psi(d, \omega)$ es necesario que el campo de radiaciones sea uniforme para toda la geometría del instrumento y que éste tenga la respuesta direccional adecuada. Para las radiaciones débilmente penetrantes, un instrumento que determine el equivalente de dosis a la profundidad recomendada en una lámina plana de material equivalente al tejido determinará adecuadamente $H\psi(0, 0, 07)$ si la superficie de la lámina es perpendicular a la dirección del campo de radiación.

3. PROGRAMAS DE VIGILANCIA

OBJETIVO GENERAL

3.1. El objetivo general de los programas de vigilancia radiológica operacional es la evaluación de las condiciones del lugar de trabajo y de las exposiciones individuales. La evaluación de las dosis a los trabajadores con exposición rutinaria o potencial a

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

fuentes externas de radiación constituye una parte integrante de cualquier programa de protección radiológica y contribuye a asegurar condiciones radiológicas satisfactorias y aceptablemente seguras en el lugar de trabajo.

3.2. Las medidas para cumplir los requisitos generales de protección radiológica de los trabajadores se describen en la Guía de seguridad ya mencionada [3]. En adelante se describen los aspectos específicos de la vigilancia radiológica relacionados con la exposición a la radiación externa.

3.3. La contaminación radiactiva de las superficies del puesto de trabajo puede contribuir a la exposición externa de los trabajadores. Sin embargo, en muchas situaciones de contaminación (y particularmente donde existe una actividad alfa significativa), predominan las vías de exposición interna. Por esta razón, el tema de la contaminación superficial se aborda en la Guía de seguridad conexas [4].

3.4. La contaminación de la piel puede conducir a una exposición externa, e incluso algunas veces a una exposición interna, según el (o los) radionucleido de que se trate, la(s) forma(s) química(s) presente(s) y el nivel de actividad. La evaluación de las dosis derivadas de la contaminación de la piel se desarrolla en el Apéndice.

3.5. En los Anexos II y III respectivamente se presenta una información complementaria sobre la instrumentación para la vigilancia radiológica individual y del lugar de trabajo.

EVALUACIÓN DE LA DOSIS INDIVIDUAL

3.6. La mayor parte de las veces, las dosis debidas a la irradiación externa pueden evaluarse fácilmente por la vigilancia sistemática individual de los trabajadores. En los casos en que la vigilancia radiológica individual no pueda suministrar una indicación adecuada de las dosis recibidas por los trabajadores, pueden utilizarse los resultados de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo para la evaluación de las dosis individuales. La evaluación de la exposición a partir de los resultados de la vigilancia del lugar de trabajo puede resultar adecuada cuando:

- a) No se dispone de un método eficaz de vigilancia radiológica individual y existe un método basado en la vigilancia radiológica del lugar de trabajo que ha demostrado ser aceptable;
- b) Las dosis son relativamente constantes y pueden evaluarse de forma fiable por otros medios (por ejemplo, en laboratorios de investigación que utilicen pequeñas fuentes controladas);

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- c) Los trabajadores involucrados están empleados regularmente en un zona vigilada, o sólo entran de forma ocasional en zonas controladas (véanse los párrs. 5.17 a 5.31 de la Ref. [3]).

3.7. Generalmente se requiere la vigilancia radiológica individual de aquellas personas que trabajan de forma rutinaria en las zonas designadas como zonas controladas debido al riesgo de irradiación externa. Se precisa un programa de vigilancia radiológica individual para la exposición a las radiaciones externas que suministre información con el fin de optimizar la protección, de comprobar que la exposición del trabajador no ha superado ningún límite de dosis o el nivel previsto para las actividades determinadas, y de verificar la idoneidad de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo.

3.8. En las zonas supervisadas, donde no se requiere una vigilancia radiológica individual, puede resultar más sencillo utilizar un número limitado de dosímetros individuales que adoptar un programa complejo de vigilancia del lugar de trabajo. En cualquier caso, la vigilancia radiológica individual para registrar las dosis puede considerarse una buena práctica para todos los trabajadores de una zona supervisada.

Diseño de un programa de vigilancia radiológica

3.9. En aquellos lugares donde se realice la vigilancia radiológica individual de los trabajadores, cada trabajador debe poseer un dosímetro integrador. Cuando las tasas de dosis equivalente encontradas en el lugar de trabajo puedan variar en un factor superior a diez, debe entregarse un dosímetro adicional de lectura directa y/o un dispositivo de alerta para controlar las dosis (véase el párr. 3.24).

3.10. Debe disponerse de un servicio de vigilancia radiológica individual autorizado por la autoridad reguladora. La autoridad reguladora debe exigir que este servicio proporcione dosímetros capaces de medir $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ con suficiente precisión para los tipos de radiación más importantes. El regulador también debe requerir que el servicio sea ofrecido por un personal cualificado y preparado adecuadamente, y que posea el equipo adecuado para el proceso y otros medios necesarios. La autoridad reguladora debe inspeccionar el servicio, exigir que el proceso y los informes de dosis se realicen dentro de los intervalos de tiempo fijados y que se tenga implantado un sistema adecuado de garantía de calidad (GC).

3.11. Para evaluar la exposición del trabajador resulta a menudo suficiente la evaluación de $H_p(10)$. Sin embargo, si el campo de radiación contiene una proporción significativa de radiaciones débilmente penetrantes (tales como partículas beta o

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

fotones de energía inferior a 15 keV), $H_p(0,07)$ puede ser comparable con $H_p(10)$ o significativamente mayor que él; en estos campos, el dosímetro debe ser capaz de medir el equivalente de dosis a una profundidad de 0,07 mm.

3.12. Cuando tenga que determinarse el equivalente de dosis en el cristalino del ojo, el equivalente de dosis individual $H_p(3)$ puede evaluarse normalmente con suficiente exactitud a partir de las mediciones de $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$. Si $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ estuviesen por debajo de los límites respectivos de dosis, puede demostrarse que, en la gran mayoría de casos, el valor de $H_p(3)$ estará también por debajo del límite de dosis para el cristalino del ojo (150 mSv).

3.13. En la mayoría de los casos, resultará adecuada la colocación de un sólo dosímetro en el tronco. Para radiaciones fuertemente penetrantes, este dosímetro debe colocarse en la posición en la que se espera la mayor exposición sobre la superficie del tronco. Para la radiación que incide principalmente de frente, o cuando la incidencia se espera que sea rotacionalmente simétrica o isotrópica, el dosímetro debe utilizarse en el frente del torso, entre los hombros y la cintura. Los dosímetros para evaluar las dosis en el cristalino deben llevarse cerca de los ojos (por ejemplo, en la frente o en el cubrecabeza).

3.14. Para obtener una mejor evaluación de la dosis efectiva recibida en un campo de radiaciones no homogéneo, resulta útil que los trabajadores porten dosímetros adicionales en otras partes del cuerpo. En casos especiales, por ejemplo en radiología médica donde se emplean delantales de plomo como ropa protectora, es aconsejable llevar un dosímetro debajo del delantal protector y otro sobre una parte no cubierta del cuerpo con el fin de determinar la dosis efectiva recibida por las partes blindadas y no blindadas del mismo. Los resultados pueden utilizarse para deducir la dosis efectiva total mediante el uso de algoritmos adecuados: el Consejo Nacional de Protección Radiológica (CNPR) de los EE.UU. [12] ha examinado los métodos disponibles para ello, y ha dado las recomendaciones correspondientes.

3.15. En los casos en que se espera que la dosis máxima en las extremidades resulte como mínimo diez veces mayor que la dosis corporal (téngase en cuenta el factor de diez entre el límite de dosis efectiva en un solo año de 50 mSv para todo el cuerpo y el límite de dosis equivalente de 500 mSv para las extremidades), deben llevarse uno o más dosímetros en las extremidades, en la zona o zonas donde se espera recibir las dosis mayores.

3.16. En operaciones rutinarias, cada trabajador vigilado debe poseer por regla general dos dosímetros; el trabajador porta uno de ellos mientras el otro (que se llevó anteriormente) se procesa y evalúa. La frecuencia del cambio de dosímetro debe esta-

blecerse por el servicio de dosimetría, según el tipo de trabajo que se realiza (véanse los párrs. 3.17 a 3.29), la exposición prevista asociada con el trabajo, las características de los dosímetros y el límite global de detección del sistema dosimétrico. Las características del desvanecimiento (*fading*) de las películas fotográficas, por ejemplo, imponen habitualmente un período más corto de recambio para los dosímetros de película que el requerido para los dosímetros termoluminiscentes (DTLs). Las frecuencias de recambio pueden variar desde una vez al día, en operaciones especiales, hasta cada seis meses, si se espera que la exposición sea muy baja, aunque son usuales los períodos de cambio de uno a tres meses. En el caso de operaciones rutinarias en que se emplean dosímetros de lectura directa, se han adoptado también otras posibles variantes. Se puede asignar un dosímetro a cada persona diariamente (no necesariamente el mismo cada día) o asignar un dosímetro a una persona por un período de hasta un año, con lecturas periódicas. Ambas opciones (y puede haber otras) reducen el número de dosímetros necesarios a unos pocos por persona (se necesitarán dosímetros de repuesto, por supuesto, para cubrir los fallos de dosímetros y su mantenimiento).

Elección del dosímetro personal

Vigilancia rutinaria

3.17. La elección del dosímetro personal dependerá no sólo del tipo de radiación, sino también de la información que se necesita, además de $H_p(d)$. En la práctica, pueden emplearse los siguientes tipos de dosímetros:

- a) Dosímetros para fotones, que suministran información solamente sobre el equivalente de dosis individual $H_p(10)$;
- b) Dosímetros para las radiaciones beta y fotones, que suministran información sobre los equivalentes de dosis individuales $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$;
- c) Dosímetros discriminadores para fotones, que suministran, además de $H_p(10)$, algunas indicaciones sobre el tipo de radiación y la energía efectiva, así como sobre la detección de electrones de alta energía;
- d) Dosímetros de extremidades, los cuales dan información sobre $H_p(0,07)$ para las radiaciones beta y los fotones (y para los neutrones si se manipulan fuentes neutrónicas);
- e) Dosímetros para neutrones, que dan información sobre $H_p(10)$.

3.18. En campos de radiación donde sólo es importante la radiación fotónica, generalmente resulta suficiente la medida de $H_p(10)$. Un simple dosímetro (del tipo indicado en el apartado a) anterior) resulta por tanto adecuado en la mayoría de las situaciones prácticas. Dentro de un amplio rango de energías de los fotones pueden

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

emplearse los DTLs, cristales radiofotoluminiscentes (RFL) o dosímetros fotográficos, cuando proporcionen una dependencia energética adecuada. Existe también una variedad de dosímetros electrónicos que miden $H_p(10)$ directamente, por encima de un umbral de 20–80 keV (según el modelo). La fotoluminiscencia ha alcanzado un estado avanzado de desarrollo y actualmente es empleada por, al menos, un servicio dosimétrico comercial importante.

3.19. Cuando resulte probable que las radiaciones beta puedan contribuir significativamente al campo de radiación, deben utilizarse dosímetros del tipo indicado en b), que pueden ser DTLs o de película fotográfica con dos o más elementos termoluminiscentes o sensibles bajo filtros de diferente material y espesor, o dosímetros electrónicos. No obstante, si es probable que una parte significativa de la dosis beta provenga de partículas beta de baja energía, no serán apropiados los dosímetros electrónicos de diseños actuales.

3.20. Para la dosimetría de las extremidades, especialmente de las manos, puede resultar suficiente un DTL sencillo de un único elemento, si se coloca en el dedo de mayor exposición y está orientado hacia la fuente. Para una mayor precisión en la medida de radiaciones beta de baja energía, el detector debe ser delgado y poseer un filtro sustitutivo del tejido de un espesor tal que la dosis pueda evaluarse a una profundidad nominal de 7 mg/cm^2 (o $0,07 \text{ mm}$)¹ (por ejemplo, sería suficiente la medida con un detector de material equivalente al tejido con un espesor de 5 mg/cm^2 —correspondiente a un espesor eficaz de 3 mg/cm^2 — bajo un filtro de material equivalente al tejido con un espesor aproximado de 4 mg/cm^2).

3.21. Los modelos sencillos de dosímetros de neutrones no pueden suministrar información sobre los equivalentes de dosis por neutrones en todo el rango de energías de interés, y por tanto se necesita un esfuerzo adicional cuando se requiere una vigilancia individual para los neutrones. Sin embargo, los equivalentes de dosis de neutrones resultan a menudo pequeños si se comparan con el límite de equivalente de dosis y con las contribuciones de la radiación gamma. Como la radiación gamma está siempre presente en los campos neutrónicos, debe llevarse siempre un dosímetro fotónico con uno neutrónico. En algunos campos de neutrones se ha encontrado que la relación entre los equivalentes de dosis neutrónica y fotónica varía en órdenes de

¹ En la medida de las radiaciones beta, el espesor del material se expresa a menudo en mg/cm^2 para permitir las comparaciones directas entre materiales de densidades diferentes. Para el material equivalente al tejido, la densidad es de 1 g/cm^2 , por lo cual 7 mg/cm^2 corresponde a una profundidad de $0,07 \text{ mm}$.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

magnitud. Los equivalentes de dosis neutrónica no pueden, por tanto, deducirse con suficiente exactitud de las medidas del equivalente de dosis gamma suponiendo una relación entre ellos constante para un lugar de trabajo determinado.

3.22. Las dosis de neutrones de alta energía, intermedios y térmicos pueden determinarse por el sistema de dosímetro de albedo (véase el Anexo II). Para neutrones de alta energía, sin embargo, la respuesta de equivalente de dosis de los dosímetros de albedo varía ampliamente con la energía, y resultan más convenientes otros métodos tales como los detectores sólidos de trazas (véase el Anexo II). Los detectores de burbuja en polímeros —un tipo de dosímetro neutrónico de lectura directa— son muy sensibles a los neutrones, con una capacidad de detección de unos pocos microsievvert, y resultan completamente insensibles a los fotones. Sin embargo, cada uno de estos tres tipos de dosímetros tiene solamente un rango limitado de energía para los neutrones.

3.23. En el Anexo II se describen sistemas especiales para la vigilancia radiológica individual de neutrones, y en la Ref. [13] se contemplan ejemplos de su aplicación en las plantas de reprocesamiento, hospitales y áreas del reactor.

3.24. Para controlar diariamente la exposición individual, puede ser necesaria la utilización de dosímetros adicionales de lectura directa (electrónicos), los cuales ofrecen estimaciones de la dosis individual con una frecuencia mayor que la proporcionada por los dosímetros ordinarios. Tales dosímetros deben emplearse solamente para controlar la dosis y no como sustitutos del dosímetro designado por la autoridad reguladora para mantener los registros (dosímetro de registro). No obstante, un dosímetro electrónico considerado por la autoridad reguladora con un diseño apropiado para ser usado como dosímetro de registro (con un rango adecuado de energía, sensibilidad, linealidad, precisión, etc.) podría servir eficazmente para ambos propósitos.

Vigilancia radiológica de los trabajos

3.25. Para controlar la dosis en situaciones en las que el campo de radiación al que se expone un trabajador pudiera aumentar significativa e inesperadamente (párr. 3.9), deben usarse dosímetros adicionales que puedan suministrar pronta información sobre los cambios a corto plazo del campo de radiación en el ambiente de trabajo. Ejemplos de dosímetros de este tipo son los dosímetros de pluma, los cuales pueden leerse durante el trabajo y después de la jornada de trabajo, y los dosímetros electrónicos con una señal de aviso, que poseen una alarma visual o audible que se dispara cuando se sobrepasa un cierto nivel de dosis o de tasa de dosis. La mayoría de estos instrumentos de aviso emplean contadores Geiger–Müller o detectores con diodos de

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

silicio y son aconsejables para una dosimetría fotónica por encima de un umbral de 20 a 80 keV, dependiendo del modelo. Sin embargo, estos instrumentos pueden resultar engañosos cuando se encuentren radiaciones débilmente penetrantes o radiaciones pulsantes en campos donde la tasa de dosis sea bastante elevada. En ocasiones, los campos electromagnéticos ambientales pueden originar falsas lecturas en algunos diseños de dosímetros electrónicos.

3.26. Para actividades de corta duración en campos de altas tasas de dosis, deben diseñarse programas especiales de vigilancia radiológica, incluido el uso de dispositivos de alarma. En campos de radiación de acusada no uniformidad, deben usarse dosímetros adicionales para el cuerpo y las extremidades (por ejemplo, en los dedos, tobillos, rodillas o cabeza).

Vigilancia radiológica especial

3.27. En situaciones en que las dosis individuales puedan exceder en gran medida de las previstas en condiciones normales de trabajo, se debe prestar atención especial a la capacidad de los dosímetros y a la aplicación de las medidas y métodos de cálculo necesarios para la evaluación de las dosis efectivas o las dosis en órganos.

3.28. Para evitar el uso de un dosímetro especial adicional para casos de accidentes, el dosímetro personal ordinario debe ser capaz de suministrar información sobre las dosis absorbidas debidas a los fotones hasta por lo menos 10 Gy [14]. No obstante, se reconoce que ciertos dosímetros, tales como los dosímetros de película, pueden ser incapaces de cumplirlo para todas las energías. El uso de dosímetros de alarma (o medidores de tasa de dosis) por lo general previene las exposiciones importantes y puede ayudar a reducir considerablemente la dosis recibida en caso de accidentes. Los dosímetros de alarma no necesitan ser muy precisos, aunque deben ser fiables, especialmente en campos de alta tasa de dosis.

3.29. La dosimetría en caso de accidentes de criticidad que incluyen sustancias fisionables es un tema altamente especializado y va más allá del alcance de este documento. Este tema está tratado en la Ref. [14].

Interpretación de los resultados

Vigilancia radiológica individual

3.30. Para los objetivos de protección radiológica, las magnitudes operacionales medidas $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ se interpretan en función de las magnitudes de protección,

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

dosis efectiva E y dosis equivalente para la piel y las extremidades H_T . Para ello, se deben elaborar hipótesis realistas con relación al tipo y uniformidad del campo de radiación y a la orientación del trabajador dentro del campo [15]. En estas condiciones, la lectura del dosímetro ofrece una buena estimación de la exposición del trabajador sin subestimar o sobrestimar seriamente la magnitud de protección en cuestión.

3.31. En los casos en que el trabajador se desplaza por el lugar de trabajo, se deben considerar generalmente tres tipos de campo multidireccional: a) con radiación que incide fundamentalmente desde el semiespacio frontal (anterior–posterior, o geometría AP); b) desde el semiespacio posterior (posterior–anterior, o PA), o c) con radiación que incide simétricamente desde todas las direcciones perpendiculares al cuerpo (rotacional, o ROT). (En situaciones de exposición ocupacional, rara vez se encuentra un cuarto tipo de geometría, en el cual la radiación incide isotrópicamente desde todas direcciones incluyendo la dirección vertical desde arriba o desde abajo (ISO)). Si se espera que la radiación provenga de la parte posterior (por ejemplo, para el conductor de un vehículo que transporta materiales radiactivos), el dosímetro debe llevarse en la espalda. Para radiaciones fuertemente penetrantes se debe suponer que el $H_p(10)$ medido por un dosímetro personal portado en el pecho se aproxima con suficiente exactitud a la dosis efectiva, por lo menos para la radiación que incide frontalmente o es cilíndricamente simétrica (ROT). Así, un dosímetro llevado en la parte delantera (o posterior) del tronco suministra generalmente una evaluación satisfactoria de la dosis efectiva. Sin embargo, si la dosis se aproxima al límite a considerar, debe aplicarse un factor de corrección adecuado para la geometría AP, PA o ROT, basado en el conocimiento de las radiaciones y de las condiciones de la exposición. En la Ref. [16] se incluye una guía más detallada sobre la interpretación de los resultados dosimétricos obtenidos en distintas condiciones geométricas de exposición.

3.32. Cuando sea necesaria una interpretación más amplia de los equivalentes de dosis individuales, se recomiendan las pautas siguientes:

- a) En los casos en que no es aplicable el procedimiento expuesto en el párr. 3.31 porque la información sobre la uniformidad del campo de radiación y el movimiento del trabajador no puede analizarse con suficiente exactitud, una investigación empleando varios dosímetros en un maniquí puede indicar si es suficiente un factor adecuado de corrección aplicado a los resultados de un solo dosímetro o si es necesario el uso de varios dosímetros para cumplir con los objetivos de la vigilancia radiológica individual de rutina. Puede emplearse un procedimiento similar para reconstruir una exposición posteriormente a un accidente.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- b) Si los campos de radiación son marcadamente no homogéneos y las dosis o las tasas de dosis previstas son significativas, entonces deberán emplearse varios dosímetros.
- c) Cuando se utilizan varios dosímetros, la dosis equivalente puede determinarse utilizando los algoritmos publicados en la Ref. [12]. El Instituto Nacional Americano de Normas (INAN) ha publicado una guía adicional sobre el uso de dosímetros múltiples [17]. Las geometrías de exposición compleja pueden necesitar una serie de cálculos con modelos matemáticos para determinar la relación entre las lecturas del dosímetro y la dosis equivalente o efectiva.

3.33. La incertidumbre al estimar la dosis efectiva a partir de las lecturas de un dosímetro individual depende de varios factores, tales como la imprecisión en la medida de $H_p(10)$, según se analiza en la Sección 5, y en la relación entre $H_p(10)$ y E , como indicó el examen de un Grupo de Trabajo conjunto de la CIPR y la CIUMR [11].

Vigilancia radiológica del lugar de trabajo

3.34. Cuando se determinan las dosis sobre la base de los resultados de la vigilancia rutinaria del lugar de trabajo, la vigilancia debe ser continua y representativa de todas las áreas de trabajo. La base de un programa rutinario de vigilancia radiológica de la irradiación externa en los lugares de trabajo debe ser la vigilancia completa, realizada cuando se pone en marcha cualquier instalación nueva o cuando se han efectuado cambios sustanciales en una instalación existente. La frecuencia de la vigilancia radiológica rutinaria del lugar de trabajo depende de los cambios previstos en los campos de radiación existentes en el ambiente de trabajo:

- a) Cuando no se esperan alteraciones sustanciales del blindaje protector o de las actividades llevadas a cabo en el lugar de trabajo, podrá utilizarse la vigilancia rutinaria sólo ocasionalmente con fines de verificación.
- b) Cuando se esperan cambios del campo de radiación en el lugar de trabajo que no tienen probabilidad de ser rápidos o severos, unas comprobaciones periódicas u ocasionales, principalmente en puntos establecidos previamente, pueden advertir oportuna y eficazmente sobre las condiciones de deterioro; de forma alternativa se pueden utilizar los resultados de la vigilancia radiológica individual.
- c) Cuando los campos de radiación pueden aumentar con rapidez e imprevisiblemente hasta alcanzar niveles importantes, se necesitará un sistema de detectores de alarma, además de los dosímetros personales, sea colocados en el lugar de trabajo y/o llevados individualmente por cada trabajador. En estas situaciones sólo ese tipo de instrumentación de alarma puede evitar, de forma fiable, la recepción de equivalentes de dosis altos durante cortos períodos de trabajo.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.35. Para campos mixtos beta-gamma, en los cuales las contribuciones relativas de las radiaciones beta y gamma a la tasa de equivalente de dosis pueden cambiar sustancialmente como consecuencia de cambios menores en las operaciones, quizás sea necesario emplear dos tipos de instrumentos. Alternativamente, puede emplearse un solo equipo si éste es capaz de medir tanto el equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ como el equivalente de dosis direccional $H(d, w)$.

3.36. Si se emplean instrumentos de diseño adecuados y calibrados con exactitud, cabe suponer que una magnitud medida en el lugar de trabajo puede suministrar, juntamente con los datos adecuados de permanencia, la base para una estimación adecuada de la dosis efectiva o de la dosis equivalente en órganos y tejidos de un trabajador. Las magnitudes operacionales de dosis $H^*(10)$ y $H(d, w)$ definidas para la vigilancia de áreas suministrarán una estimación adecuada de la dosis efectiva y de la dosis equivalente de la piel respectivamente. Los instrumentos de vigilancia de áreas diseñados para medir magnitudes definidas en el aire (por ejemplo, kerma) no tienen generalmente la respuesta energética correcta para la medida de $H^*(10)$.

3.37. Debe observarse que la magnitud $H^*(10)$ puede sobreestimar significativamente el valor de $H_p(10)$ (y por tanto la dosis efectiva) cuando se mide con un dosímetro en una persona, especialmente si el campo es isotrópico. Esto se debe a que los instrumentos para medir $H^*(10)$ tienen una respuesta isotrópica, mientras que las magnitudes $H_p(10)$ y E dependen del ángulo de incidencia.

3.38. En situaciones en las que las extremidades, la piel no protegida del cuerpo o los ojos pueden resultar expuestos localmente a las radiaciones débilmente penetrantes, el equivalente de dosis direccional $H(d, w)$ suministra un valor adecuado de la dosis equivalente recibida por el trabajador. En campos multidireccionales, el equipo debe girarse en el campo de radiación y utilizarse el valor máximo de la dosis indicada por el instrumento, para evitar así que se subestime la dosis en la piel o el ojo. El operador debe ser consciente de la posible existencia de fuentes puntuales o de haces estrechos que pudieran dar lugar a lecturas erróneas.

3.39. La instrumentación de vigilancia se calibra en campos de radiación que irradian el volumen del detector de forma uniforme, con el centro del volumen utilizado como punto de referencia. Sin embargo, muchos campos operacionales irradian el detector de manera no uniforme (por ejemplo, en las proximidades de fuentes puntuales o de haces estrechos). Estas situaciones necesitan especial atención y puede ser necesario el establecimiento de un factor de corrección que pueda aplicarse a las lecturas para obtener una tasa de dosis corregida. El valor de estos factores puede ser superior a 100 [18]. Un método consiste en utilizar una matriz de fuentes puntuales para simular geometrías de fuente que resulten de interés [18].

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

3.40. En muchos casos, la vigilancia radiológica del lugar de trabajo se utiliza para obtener un valor límite superior de la dosis equivalente recibida por los trabajadores tal que no se necesiten restricciones adicionales de movimiento dentro del lugar de trabajo. En estos casos se supone que una persona estará ubicada durante todo el horario laboral en aquella parte del lugar de trabajo donde la tasa de dosis equivalente es mayor. No obstante, para los registros y la evaluación de dosis, deben obtenerse y utilizarse estimaciones realistas de la permanencia. En aquellos casos en que las tasas de dosis puedan variar significativamente con el tiempo, deben registrarse los datos de permanencia en el lugar de trabajo para que puedan aplicarse los periodos de ocupación a las tasas de dosis correspondientes con miras a la evaluación de la exposición. En la Guía de seguridad acompañante [4] y en un informe de la CIPR relacionado con el tema [5] puede encontrarse información adicional sobre la vigilancia radiológica del lugar de trabajo.

Evaluación de la exposición accidental

3.41. Según se señala en el párr. 3.29, las orientaciones sobre técnicas especializadas para evaluar las exposiciones accidentales que exceden significativamente los límites de dosis profesional están fuera del alcance de esta Guía de seguridad. Ejemplos particulares de situaciones donde se observa una exposición aguda de alto nivel son las asociadas con accidentes de criticidad o con accidentes en instalaciones de irradiación industrial. La evaluación de estas exposiciones puede comenzar utilizando datos de la vigilancia individual y del lugar de trabajo, aunque pueden ser igualmente necesarias otras técnicas de dosimetría retrospectiva, altamente especializadas y complejas, tales como el análisis de aberraciones cromosómicas, la resonancia del espín electrónico, la simulación de accidentes y la elaboración de modelos por computadora.

4. ESPECIFICACIONES DOSIMÉTRICAS

CONSIDERACIONES GENERALES

4.1. Las especificaciones dosimétricas funcionales para los dosímetros personales se basan en los objetivos de la vigilancia radiológica individual [3] (véase también la Sección 3). En la Guía de seguridad acompañante [3] se incluyen orientaciones generales sobre estas especificaciones (por ejemplo, en relación con las magnitudes de dosis que deben medirse, la precisión global que debe obtenerse, y el grado de

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

vigilancia que debe realizarse). Suministran información adicional la CIPR [5, 6], la CIUMR [7–9] y el Grupo de Trabajo conjunto de la CIPR y la CIUMR [11]. La Agencia para la Energía Nuclear de la Organización para el Desarrollo y la Cooperación Económica (OCDE/AEN) y el Grupo Europeo de Dosimetría de las Radiaciones (EURADOS-CENDOS) han elaborado orientaciones sobre problemas específicos que se han identificado en la vigilancia radiológica individual y que necesitan una mayor clarificación [19–22].

4.2. Un objetivo básico de la dosimetría personal es el de obtener una medida fiable de las magnitudes operacionales $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$ para casi todas las situaciones prácticas, independientemente del tipo, energía y dirección de incidencia de las radiaciones, y con una precisión global establecida. Otras características del dosímetro que son importantes desde un punto de vista práctico incluyen el tamaño, forma, peso e identificación. De particular importancia para la medida de $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$ es la dependencia de la respuesta del dosímetro con respecto a la energía y la dirección de la radiación [23].

4.3. Los monitores de área empleados en la evaluación de dosis deben probarse y calibrarse en función de las magnitudes operacionales $H^*(d)$ y $H\dot{\phi}(d)$, y deben funcionar dentro del criterio de precisión global establecido, teniendo en cuenta la dependencia de la energía de la radiación, la dirección de incidencia, la temperatura, la interferencia de radiofrecuencias y otras posibles fuentes de influencia. Como en el caso de los dosímetros personales, es de particular importancia la dependencia energética y angular de la respuesta.

ESPECIFICACIONES PARA DOSÍMETROS PERSONALES

Precisión

4.4. En la práctica, el criterio de precisión global de los dosímetros personales puede cumplirse estableciendo criterios para una serie de parámetros que influyen en el funcionamiento del dosímetro, por ejemplo, su respuesta al tipo de radiación, la distribución direccional y espectral y la influencia del medio ambiente. Esta sección suministra orientaciones sobre los criterios de funcionamiento de los dosímetros personales para la vigilancia radiológica individual de radiaciones que implican exposiciones a la radiación beta, gamma y neutrónica, en la práctica.

4.5. La información referente a las incertidumbres que pueden esperarse al realizar medidas con dosímetros individuales en el lugar de trabajo se contempla en el párr. 251 de la Publicación N° 75 de la CIPR [5], la cual establece:

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

“La Comisión ha comprobado que, en la práctica, es posible normalmente conseguir una precisión de un 10% con un nivel de confianza del 95% en la medición de campos de radiación en buenas condiciones de laboratorio (párr. 271, Publicación 60). En el lugar de trabajo, donde generalmente no se conocen bien ni el espectro energético ni la orientación del campo, las incertidumbres de una medición hecha con un dosímetro individual serán significativamente mayores. La no uniformidad y la imprecisión en la orientación del campo introducirán errores en el uso de modelos tipo. La incertidumbre global con un nivel de confianza del 95% en la estimación de la dosis efectiva alrededor del límite podría muy bien alcanzar un factor de 1,5 en cualquier dirección para los fotones y podría resultar sustancialmente mayor para los neutrones de energía desconocida y para los electrones. Son también inevitables imprecisiones mayores a bajos niveles de dosis efectiva para todos los tipos de radiaciones.”

4.6. Aunque no está indicado explícitamente por la CIPR, se interpreta normalmente que para un grupo amplio de trabajadores que utilizan un sistema dosimétrico dado, el 95% de las dosis anuales registradas deben estar dentro de los límites de incertidumbre aceptable indicados. La declaración de la CIPR debe interpretarse como que, para dosis del orden de los límites de dosis anuales, las dosis anuales aparentes para un individuo $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$, según indican un grupo de dosímetros básicos revisados regularmente durante el año y portados en la superficie del cuerpo, no deben diferenciarse en más de -33% o $+50\%$ (al nivel de confianza del 95%) de los equivalentes de dosis indicados por un dosímetro ideal utilizado las mismas veces en el mismo punto.

4.7. La CIPR ha establecido también un valor para el nivel de registro, es decir, el valor por encima del cual se requiere registrar las dosis:

“La Comisión considera que el nivel de registro para la vigilancia radiológica individual debe deducirse de la duración del período de vigilancia y de una dosis efectiva anual no inferior a 1 mSv o una dosis equivalente anual de alrededor del 10% del límite de dosis aplicable.” (Ref. [5], párr. 232)²

² Aunque esta definición de nivel de registro es útil para especificar la exactitud necesaria, la CIPR reconoce que: “En la práctica, se hace poco uso de los niveles de registro en la vigilancia radiológica individual de exposiciones externas, porque la dosis medida se registra generalmente de forma directa como una medida de la dosis efectiva. El nivel mínimo de detección debe entonces emplearse como nivel de registro; por debajo de ese nivel los resultados se consideran iguales a cero.” (Ref. [5], párr. 233)

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

Las dosis que estén por debajo de este nivel de registro no se incluirán en las evaluaciones de dosis del trabajador, por lo que es aceptable una incertidumbre total R (en términos de dosis) dada por:

$$R = L \times \frac{\text{Período de vigilancia en meses}}{12} \quad (1)$$

donde L es 1 mSv o el 10% del límite de dosis equivalente anual aplicable, según corresponda. Ello constituye un criterio de precisión realista para la medida de dosis en un rango de dosis bajas.

4.8. Por tanto, las recomendaciones de la CIPR [5] establecen niveles aceptables de incertidumbre a dos niveles de dosis:

- a) En la región próxima al límite de dosis correspondiente, se considera aceptable un factor de 1,5 en cualquier dirección;
- b) En la región del nivel de registro está implícita una incertidumbre aceptable de 100%.

Esta fórmula de incertidumbre aceptable conduce a una función discontinua, y es preferible un procedimiento de suavización. Para ello, se adopta una recomendación sobre incertidumbres aceptables en el rango de dosis intermedia de una publicación anterior de la CIPR [24]. Esta publicación recomienda un factor de dos en cualquier dirección como una incertidumbre aceptable para dosis de alrededor de un quinto del límite de dosis aplicable. Sobre esta base, puede expresarse el intervalo de precisión permisible como función del nivel de dosis [25]. El límite superior R_{UL} está dado por:

$$R_{UL} = 1,5 \times 1 + \left(\frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad (2)$$

donde H_1 es la dosis real convencional y H_0 es la dosis más baja a medir, es decir, el nivel de registro (el cual es igual a R en la Ec. (1)). El límite más bajo R_{LL} está dado por:

$$R_{LL} = \begin{cases} 0 & \text{pour } H_1 < H_0 \\ \frac{1}{1,5} \left(1 + \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{pour } H_1 \leq H_0 \end{cases} \quad (3)$$

Para $H_p(10)$, con períodos de vigilancia de uno o de dos meses, H_0 es 0,08 mSv o 0,17 mSv respectivamente (utilizando 1 mSv en la Ec. (1)). Para $H_p(0,07)$, H_0 es 4,2 mSv y 8,3 mSv para períodos de un mes y dos meses respectivamente (basados en el 10% del límite anual de 500 mSv para extremidades o la piel). Los intervalos de precisión están representados gráficamente en la Fig. 2. Debe señalarse que cualquier cambio en el valor del nivel de registro puede influir en la forma atrompetada de la curva en la región baja. También se debe señalar que pueden obtenerse incertidumbres mucho más reducidas, a niveles de dosis más bajos, con dosímetros activos (de lectura directa); para este tipo de dosímetros, el factor de 1,5 podría aplicarse a todos los niveles de dosis correspondientes.

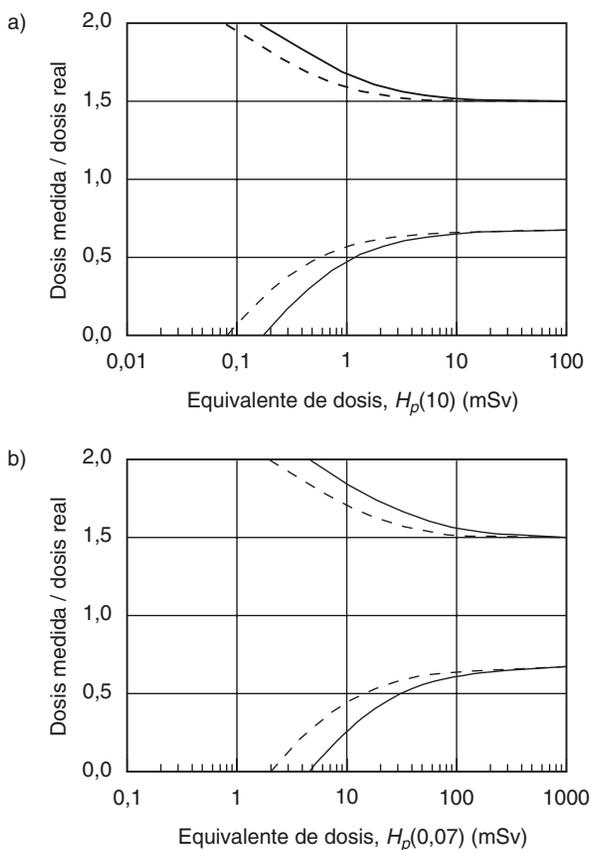


FIG. 2. Límites superiores e inferiores aceptables para la relación dosis medida/dosis real en función de la dosis: a) para $H_p(10)$; y b) para $H_p(0,07)$. (Líneas discontinuas: períodos de vigilancia mensual; líneas continuas: períodos de vigilancia de dos meses.)

Análisis de incertidumbres

4.9. La incertidumbre global de un sistema dosimétrico viene determinada por los efectos resultantes de los dos tipos de incertidumbre (Tipo A, aleatorio, y Tipo B, sistemático – véase la Ref. [26]).

4.10. La incertidumbre tipo de Tipo A, U_A , se identifica con la desviación tipo $\sigma(\bar{x})$ de una serie de medidas con valores observados x (los cuales forman una distribución aleatoria con valor medio \bar{x}). Estas incertidumbres pueden reducirse en principio, aumentando el número de mediciones. Son fuentes típicas de incertidumbre del Tipo A las siguientes:

- a) No homogeneidad de la sensibilidad del detector;
- b) Variación de las lecturas del detector debido a un fondo y sensibilidad limitados;
- c) Variación de las lecturas del detector a una dosis cero.

4.11. Las incertidumbres del Tipo B, U_B , son aquellas que no pueden reducirse por repetición de mediciones. Se consideran normalmente como causas de incertidumbres del Tipo B las siguientes:

- a) Dependencia energética;
- b) Dependencia direccional;
- c) No linealidad de la respuesta;
- d) Desvanecimiento, con la temperatura ambiental y la humedad;
- e) Efectos de la exposición a la luz;
- f) Efectos de la exposición a tipos de radiación ionizante que no se intentan medir por el dosímetro;
- g) Efectos de un impacto mecánico;
- h) Errores de calibración;
- i) Variación del fondo natural local.

4.12. Los efectos de las incertidumbres del Tipo B aparecen a menudo con una cierta distribución de probabilidades y se comportan como incertidumbres del Tipo A. Por ejemplo, en una irradiación a un cierto ángulo de incidencia, un dosímetro personal incurrirá en un error sistemático debido a la variación de su respuesta con el ángulo; sin embargo, cuando el mismo dosímetro lo lleva una persona situada en un entorno de radiación individual, el dosímetro se irradia desde diferentes ángulos y la incertidumbre resultante se comporta más como si fuera del Tipo A. La ISO recomienda [26] que las incertidumbres del Tipo B se caractericen por desviaciones tipo y varianzas, y que se combinen las incertidumbres del Tipo A y las del Tipo B

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

por suma de cuadrados para obtener la incertidumbre total. Como la incertidumbre total incluye tanto las incertidumbres aleatorias (Tipo A) como las sistemáticas (Tipo B), para ello es necesaria la hipótesis de que no hay ningún grupo de trabajadores, incluso de un pequeño tanto por ciento del grupo, para los que las condiciones del lugar de trabajo impliquen que las incertidumbres sistemáticas excedan de las incertidumbres aleatorias mencionadas con anterioridad.

4.13. La incertidumbre combinada U_C se puede expresar, pues, en la forma:

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \quad (4)$$

Para obtener un valor numérico de U_B , deben determinarse por separado las incertidumbres $U_{B,i}$ para cada incertidumbre individual i . Entonces puede obtenerse U_B a partir de:

$$U_B = \sqrt{\sum_i U_{B,i}^2} \quad (5)$$

4.14. Por convenio, a menudo se admite que las incertidumbres del Tipo B puedan representarse por una distribución de densidad de probabilidad rectangular, a partir de la cual la incertidumbre tipo puede obtenerse por:

$$U_{B,i} = \frac{a_i}{\sqrt{3}} \quad (6)$$

donde a_i es la mitad del intervalo de valores que se supone tenga el parámetro i .

4.15. Las Ecs. (4), (5) y (6) dan entonces:

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + \frac{1}{3} \sum_i a_i^2} \quad (7)$$

4.16. La incertidumbre tipo combinada tiene todavía el carácter de una desviación tipo. Si, además, se admite que tenga una densidad de probabilidad Gausiana (normal), entonces una desviación tipo a cada lado de la media corresponde a un límite de confianza de un 66%. Por tanto, es necesario a menudo multiplicar la incertidumbre tipo combinada por un factor adecuado, llamado factor de cobertura k , para obtener una incertidumbre expandida (conocida también como “incertidumbre global”). Los valores típicos del factor de cobertura serían 2 o 3, para los límites de confianza de aproximadamente 95% o 99% respectivamente. El valor numérico tomado para el factor de cobertura debe indicarse claramente.

Criterios de funcionamiento

4.17. Los criterios de funcionamiento indicados en los párrs. 4.18 a 4.20 son los que deben utilizarse para demostrar el cumplimiento de las recomendaciones de la CIPR sobre la precisión global. Estos criterios se corresponden totalmente con los recomendados por la Comisión Europea [22]. No obstante, se reconoce que los requisitos nacionales pueden hacer necesaria la adopción de otros criterios para la acreditación y pruebas de funcionamiento que pueden ser más estrictos o tener un mayor rigor matemático.

4.18. La Ec. (4) puede emplearse para determinar un valor único de la incertidumbre global de un sistema dosimétrico acorde con la recomendación de la CIPR (es decir, un intervalo de incertidumbre de -33% a $+50\%$ para dosis próximas al límite de dosis). La ecuación puede emplearse también para definir los criterios de funcionamiento necesarios para satisfacer los criterios de precisión de la CIPR. La incertidumbre permitida de -33% a $+50\%$ de las dosis medidas puede obtenerse con un nivel de confianza del 95% (correspondiente a un factor de cobertura de 1,96) si:

$$1,96 U_C \leq 0,5 \times (0,33 + 0,50) \quad (8)$$

y, de acuerdo con la Ec. (4):

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \leq 0,21 \quad (9)$$

donde U_A y U_B deben expresarse en función de la relación $(H_m - H_t)/H_t$, en la que H_m y H_t indican la dosis medida y dosis real convencional respectivamente. Por tanto, la aceptación de un sistema dosimétrico no implica el cumplimiento de los criterios específicos respecto de cada parámetro por separado, sino solamente que los efectos combinados resultantes de las incertidumbres estén dentro de un cierto límite.

4.19. En la práctica, las incertidumbres originadas por la dependencia angular y energética de la respuesta del dosímetro reciben una mayor atención que cualquier otra causa de error, porque los efectos de todas las demás fuentes de error se suponen mucho más pequeños. Por tanto, es conveniente distinguir entre la incertidumbre de Tipo B debida a la dependencia energética y angular, caracterizada por una desviación tipo resultante $U_{B(E,\alpha)}$, y las incertidumbres debidas a todas las otras imprecisiones del Tipo B, caracterizadas por una desviación tipo resultante $U_{B(0)}$. Utilizando la Ec. (5), tenemos:

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

$$U_B = \sqrt{U_{B(E,\alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \quad (10)$$

y por tanto, de la Ec. (9):

$$\sqrt{U_A^2 + U_{B(E,\alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \leq 0,21 \quad (11)$$

4.20. Por la Ec. (11), puede calcularse el valor máximo permitido para $U_{B(E,\alpha)}$, Δ , si se conocen U_A y $U_{B(0)}$. De ahí que, para dosis próximas al límite de dosis:

$$\Delta = \sqrt{0,21^2 - U_A^2 - U_{B(0)}^2} \quad (12)$$

Por ejemplo, si se supone que $U_A = U_{B(0)} = 0,10$, entonces la incertidumbre máxima permitida para la respuesta angular y energética resultante con un nivel de confianza de 95% es igual a $\pm 1,96\Delta$, y el intervalo ($\pm 1,96\Delta$) es igual a $\pm 0,30$.

Otros criterios

4.21. Además de los criterios numéricos para el funcionamiento de los dosímetros personales, deben considerarse otros criterios relativos a su uso en la práctica y a los factores económicos. Se incluyen, de forma no limitativa:

- a) Bajo costo;
- b) Bajo peso, forma y tamaño conveniente, sujetadores adecuados y fiables;
- c) Poca penetración del polvo y robustez mecánica adecuada;
- d) Identificación sin ambigüedades;
- e) Fácil manejo;
- f) Sistemas fiables de lectura;
- g) Proveedor de confianza para el suministro continuado de dosímetros por largos períodos;
- h) Versatilidad para varias aplicaciones, como la medida de dosis corporal y dosis de extremidades;
- i) Conveniencia del procesamiento automático.

4.22. Para la dosimetría de extremidades, en particular, debe prestarse atención a la resistencia mecánica de los dosímetros y a su resistencia a condiciones ambientales extremas de temperatura y humedad, ya que estos dosímetros se emplean a menudo en condiciones extremas de trabajo. Cuando las extremidades, por ejemplo las yemas

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

de los dedos, se ponen en contacto estrecho con la fuente, se producen grandes variaciones en la tasa de dosis sobre la superficie de la mano y resulta esencial apoyar el detector en la parte delantera del dedo. Para ello pueden emplearse detectores pequeños que pueden sujetarse al dedo con cintas o adaptarse a los guantes o en anillos.

ESPECIFICACIONES PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO

4.23. Las evaluaciones de las dosis individuales por exposición a radiaciones externas deben realizarse empleando dosímetros personales. Este será el método normal para cumplir los requisitos nacionales reglamentarios.

4.24. No obstante, tal como se ha analizado en el párr. 3.6, puede haber casos en los que las dosis han de ser evaluadas por los resultados de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo. En tales casos, pueden requerirse las correlaciones entre los valores de las tasas de dosis y los datos de permanencia del grupo o del individuo, con registros más detallados en áreas en las cuales las tasas de dosis pueden variar significativamente con el tiempo.

4.25. Las incertidumbres aceptables en la vigilancia radiológica del lugar de trabajo y el mantenimiento de registros dependen del alcance y los objetivos del programa de vigilancia. La información sobre las incertidumbres aceptables y el mantenimiento de registros con fines de evaluación de dosis se exponen en las secciones siguientes.

Precisión y criterios de funcionamiento

4.26. Para satisfacer los criterios definidos en la Sección 3 con el fin de interpretar los resultados de la vigilancia radiológica del lugar de trabajo en términos de $H^*(d)$ y $H\dot{\phi}(d)$, tienen que establecerse criterios para un número de parámetros que influyen en la respuesta del monitor (por ejemplo, la dependencia de la respuesta con el tipo de radiación, la distribución espectral y direccional y las influencias ambientales). Para las recomendaciones sobre los criterios de funcionamiento de los dosímetros personales véanse los párrs. 4.17 a 4.20. Normalmente se considera que la incertidumbre de los monitores de área debe estar dentro de un 30%. Este valor se aplica al funcionamiento en condiciones de prueba en el laboratorio (condiciones tipo de prueba), y quizás no se logre en condiciones operativas normales. Sin embargo, ciertos parámetros deben considerarse por separado para el análisis de incertidumbres.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

Como ejemplo, la respuesta de un instrumento diseñado para medir el equivalente de dosis ambiental debe ser isotrópica, mientras que uno diseñado para medir el equivalente de dosis direccional debe tener la misma respuesta angular que $H\dot{\phi}$

Otros criterios

4.27. Además de la energía y la respuesta angular, hay otros factores que pueden influir en la precisión y fiabilidad de las medidas. Los indicados a continuación deben formar parte de las pruebas tipo (esta lista puede no ser exhaustiva):

- a) Resistencia a choques y vibraciones;
- b) Independencia de la respuesta con respecto a la presión atmosférica;
- c) Poca penetración del polvo;
- d) Resistencia al agua;
- e) Independencia de la respuesta con respecto a la tasa de dosis;
- f) Corrección de la respuesta en campos pulsados (si es aplicable);
- g) Insensibilidad a los campos eléctricos y magnéticos;
- h) Estabilidad en casos extremos de temperatura y humedad;
- i) Insensibilidad a los tipos de radiación que no han de medirse;
- j) Tiempo de respuesta;
- k) Estabilidad de la respuesta en el tiempo (mínima derivación);
- l) Sensibilidad y coeficiente de variación.

Deben considerarse otras características en su caso, tales como el peso, el costo, la facilidad de manejo y lectura, así como la necesidad de un mantenimiento fiable y continuado.

Operación de los monitores del lugar de trabajo

4.28. Los monitores para el lugar de trabajo deben ser adecuados al uso al que se destinan. Debe tenerse cuidado en verificar que el instrumento sea adecuado para el tipo de radiación que se va a medir, y que sus resultados no se vean seriamente afectados por otros tipos de radiación que puedan encontrarse. Deben proveerse equipos para la vigilancia continua de los niveles de riesgo radiológico en áreas donde puedan producirse aumentos repentinos e inesperados que puedan originar dosis significativas para una persona, incluida la instalación de dispositivos de vigilancia permanentes. Otras características importantes de los monitores de área que deben considerarse son:

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- a) Los monitores indican normalmente la tasa equivalente de dosis (aunque algunas veces realizan funciones adicionales, como el cálculo de la dosis acumulada o el tiempo que queda de permanencia segura);
- b) La escala de la tasa de dosis del instrumento debe ser adecuada para cubrir el intervalo de tasas de dosis que puedan encontrarse razonablemente en la práctica;
- c) Cuando un monitor se expone por encima de su intervalo de respuesta, la indicación debe permanecer en la zona alta y fuera de escala.

4.29. La comprobación de las baterías, los ajustes del cero y las pruebas para verificar la respuesta adecuada deben realizarse frecuentemente como parte de un programa de garantía de calidad para asegurar que el equipo funciona satisfactoriamente y no ha sufrido daños evidentes.

4.30. Los monitores fijos deben equiparse con alarmas visuales y/o auditivas para advertir sobre condiciones inaceptables.

4.31. La vigilancia de área también puede realizarse con dosímetros pasivos como los DTLs, los cuales ofrecen un amplio intervalo de respuesta. No obstante, no dan información sobre la dependencia del campo de radiación con el tiempo y por tanto no resultan ideales para aplicaciones de evaluaciones de dosis, particularmente donde las tasas de dosis puedan variar significativamente con el tiempo. Los espectrómetros constituyen un suplemento útil para la dosimetría y son necesarios cuando la falta de información sobre el espectro de radiación justifique la existencia de dudas sobre la operación de la vigilancia de áreas.

Colocación de los monitores en el lugar de trabajo

4.32. Se debe considerar cuidadosamente la elección de los lugares donde colocar los monitores para la vigilancia del lugar de trabajo así como el número de equipos desplegados. Si el campo de radiación está bien caracterizado, es uniforme en el espacio y no varía significativamente con el tiempo, puede justificarse la instalación de sólo unos cuantos o incluso un único monitor en el lugar de trabajo. Por el contrario, se necesitarán más instrumentos para la vigilancia de la radiación si la tasa de dosis varía rápidamente en el tiempo y en el espacio. El uso de instrumentos portátiles puede ser útil si se mantiene una adecuada documentación de apoyo para definir el lugar y el tiempo de las mediciones. Los lugares seleccionados para la vigilancia radiológica del lugar de trabajo deben ser representativos de la permanencia del trabajador, según las actividades operacionales previstas.

5. PRUEBAS TIPO

CONSIDERACIONES GENERALES

5.1. Las pruebas tipo de un sistema dosimétrico incluyen la prueba de las características de funcionamiento del sistema como un todo para un conjunto de condiciones de irradiación y almacenamiento. En particular, deben cuantificarse las fuentes de incertidumbre analizadas en la Sección 4, lo que requiere principalmente la investigación de la variación de la respuesta dosimétrica con la energía y con la dirección de incidencia del haz de radiación. También incluye la consideración de otras características dosimétricas, tales como la linealidad de la respuesta dosimétrica, el rango de las dosis medidas, la capacidad del sistema para operar satisfactoriamente en un intervalo razonable de condiciones de temperatura y humedad y su capacidad para responder adecuadamente a tasas de dosis altas y en campos de radiación pulsantes. Las pruebas tipo incluyen además pruebas de una naturaleza más general, tales como la capacidad del sistema para operar satisfactoriamente en un rango razonable de campos magnéticos y eléctricos, y su capacidad para soportar vibraciones y golpes mecánicos. Los resultados de las pruebas tipo deben analizarse en función de los criterios de funcionamiento (véanse los párrs. 4.17 a 4.20) y están destinados a comprobar si estos criterios se cumplen en la práctica, teniendo en cuenta la escala de valores de los factores de influencia existentes en la instalación en la que han de utilizarse los dosímetros o instrumentos.

5.2. Las pruebas tipo de los instrumentos empleados en la vigilancia radiológica del lugar de trabajo son necesarias para comprobar la idoneidad del instrumento para la realización de mediciones adecuadas en el ambiente del lugar de trabajo.

5.3. Las pruebas tipo deben ser realizadas por laboratorios de patrones secundarios cuyas medidas estén contrastadas con patrones primarios.

5.4. La Comisión Electrotécnica Internacional (CEI) especifica en todas sus normas las condiciones de realización de las pruebas tipo (véase por ejemplo la Ref. [27]). A los parámetros que no influyen en el que se está investigando, se les debe asignar un valor fijo especificado en las condiciones de referencia. En el Anexo IV se relacionan las condiciones de referencia y las condiciones de prueba tipo especificadas por la CEI. Las recomendaciones detalladas sobre los procedimientos de calibración de detectores individuales y del lugar de trabajo se dan en la Ref. [28].

PRUEBAS TIPO DE DOSÍMETROS PERSONALES

Prueba tipo para la respuesta angular y energética

5.5. La respuesta con relación a la energía de la radiación y al ángulo de incidencia es una característica crucial de un dosímetro personal (véase la Sección 4). Deben probarse los dosímetros para determinar cómo se ajustan a las características de respuesta angular y energética requeridas para la magnitud o las magnitudes que se van a medir.

5.6. Debido a que la definición de la magnitud operacional para la vigilancia individual $H_p(d)$ especifica la medida del equivalente de dosis en el organismo, las pruebas tipo de los dosímetros deben realizarse en un maniquí apropiado para simular la retrodispersión del cuerpo humano y la atenuación por él. Esto supone que si el dosímetro responde adecuadamente en el maniquí, también lo haría en una persona.

5.7. Con esta finalidad, en las orientaciones actuales de la CIUMR se indica que los dosímetros personales deberían irradiarse sobre un simulador en forma de bloque de una superficie de 30 cm × 30 cm y 15 cm de espesor, hecho de material equivalente al tejido. La respuesta energética y angular se determina por el cálculo de $H_p(d)$ para varias energías y ángulos de incidencia. Los resultados se emplean para relacionar la respuesta requerida para $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ con la requerida para alguna de las magnitudes físicas tales como la dosis absorbida en aire o el kerma en aire, por medio de un conjunto de coeficientes de conversión. Los coeficientes de conversión para fotones monoenergéticos para el maniquí descrito anteriormente, se recogen en los Cuadros V-1 y V-2 (Anexo V) [11]. La Organización Internacional de Normalización (ISO) ha especificado las condiciones y características de los campos tipo de rayos X que se utilizan para la calibración y los maniqués que deben utilizarse para este tipo de radiaciones [29 a 31], las cuales se resumen en el Cuadro V-3. Los coeficientes de conversión que se utilizan para las radiaciones fotónicas de referencia de la ISO se recogen en el Cuadro V-4 [31] y los de las pruebas tipo para dosímetros neutrónicos se incluyen en el Cuadro V-5 [11].

5.8. Los coeficientes de conversión para electrones se incluyen en el Cuadro V-6. El empleo de coeficientes de conversión para pruebas tipo de dosímetros es menos importante en el caso de la radiación beta porque la tasa de dosis en los haces de calibración o bien se conoce para fuentes secundarias patrón o se mide con una cámara de extrapolación (en función de la tasa equivalente de dosis a una profundidad de 0,07 mm —y a 10 mm para emisores beta más energéticos— en un medio equivalente al tejido que proporcione la misma retrodispersión y atenuación que el tejido blando).

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

Los resultados obtenidos son virtualmente idénticos a aquellos que se obtendrían en el maniquí de bloque equivalente al tejido de la CIUMR porque el rango de los electrones de los emisores beta más comunes es relativamente escaso; de ahí que los valores puedan tomarse como una medida de $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$. Las cámaras de extrapolación pueden utilizarse, por consiguiente, como instrumentos patrones secundarios o primarios para la medida de estas magnitudes para la radiación beta.

5.9. Existe un inconveniente en la práctica porque el material sustitutivo del tejido de la CIUMR no puede realizarse exactamente según lo especificado. Pueden utilizarse unos maniqués de retrodispersión adecuados especificados por la ISO en la irradiación de dosímetros para todo el cuerpo (bloque³), brazos o piernas (cilindro⁴) y dedos (varilla⁵) [31]. Las características de retrodispersión de estos maniqués son aceptablemente cercanas a las del tejido de la CIUMR tanto para las radiaciones neutrónicas como para las fotónicas. En la Ref. [28] se exponen orientaciones más detalladas sobre el uso de estos maniqués para calibración.

5.10. La definición de $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ implica una respuesta que varía con el ángulo cuando la radiación se describe en función de la fluencia de partículas, como resultado del aumento, con el ángulo, de la atenuación en el material que cubre el punto donde se define la magnitud (porque la radiación incidente con un cierto ángulo pasará a través de más material para alcanzar una profundidad dada que la radiación con incidencia normal a la superficie). Esta atenuación adicional es pequeña para $H_p(0,07)$ excepto con relación a partículas beta, pero es sustancial para $H_p(10)$ con relación a fotones y neutrones, especialmente en las energías más bajas. La variación apropiada de la respuesta con el ángulo se describe por la variación de $H_p(10)$ con el ángulo de incidencia. En la Fig. V-1 se representan gráficamente los cocientes $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ y $H_p(0,07,\alpha)/H_p(0,07,0^\circ)$ en función de la energía de los fotones para un grupo representativo de ángulos. Los cocientes $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ para los neutrones se representan en la Fig. V-2 [11].

³ Contenedor lleno de agua de 30 cm × 30 cm × 15 cm con paredes de polimetilmetacrilato (PMMA) de 1 cm de espesor. Ventana de entrada de 30 cm × 30 cm que tiene 2,5 mm de espesor.

⁴ Cilindro de PMMA de 30 cm de longitud, lleno de agua, de 73 mm de diámetro exterior y pared de 2,5 mm de espesor.

⁵ Varilla sólida de PMMA de 30 cm de longitud y 19 mm de diámetro.

5.11. Tomando como ejemplo la irradiación de dosímetros con fotones para medir $H_p(10)$, el procedimiento para la prueba tipo puede resumirse de la forma siguiente:

- 1) Seleccionar la energía fotónica media de las radiaciones ISO de referencia dadas en el Cuadro V-3 (Anexo V), y determinar el haz de radiación, junto con una cámara patrón (Fig. 3a);
- 2) Diseñar la colimación de tal forma que la cámara patrón, el maniquí de bloque y los dosímetros puedan ser envueltos completamente por el haz, a una distancia mínima de 2 m;
- 3) A falta del maniquí y los dosímetros, y para una indicación D dada en la cámara patrón, medir el kerma en aire (K_a) utilizando un instrumento del tipo cámara de ionización, en la posición que ocupará el punto de referencia del dosímetro [27] cuando éste se coloque sobre el maniquí durante la irradiación real. Este punto debe estar como mínimo a 2 m de la fuente (Fig. 3a));
- 4) Multiplicar el kerma en aire medido por el coeficiente de conversión apropiado (C) para $H_p(10, \alpha)$ del Cuadro V-1. El valor de $H_p(10, \alpha)$ vendrá dado por $K_a \times C$ para una indicación D del monitor. Cada unidad de la cámara patrón corresponde por tanto a un valor $H_p(10, a)$ de $(K_a \times C)/D$;

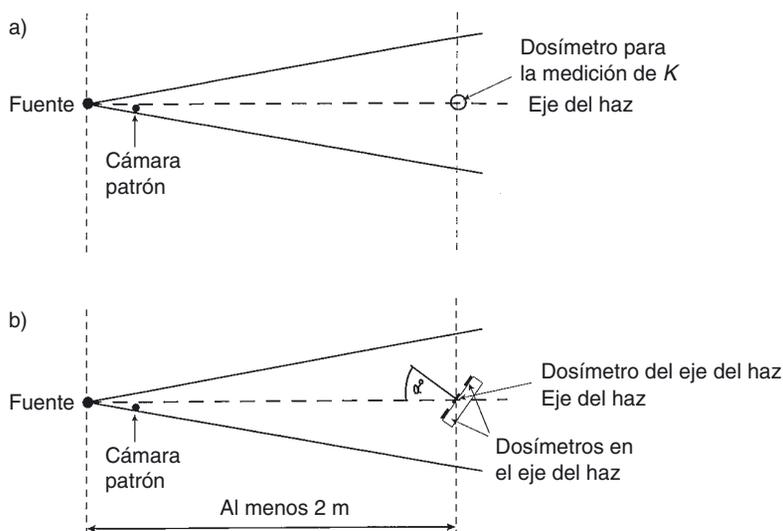


FIG. 3. Ajustes de la exposición para la prueba tipo del dosímetro.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- 5) Colocar el maniquí y los dosímetros en el haz, de forma que éste incida sobre los dosímetros con un ángulo α , con el punto de referencia del dosímetro sobre el eje del haz⁶, en la posición en la cual se midió el kerma en aire, según el punto 3) anterior (Fig. 3b));
- 6) Seleccionar el equivalente de dosis H que se va a producir en los dosímetros. Irradiar el conjunto hasta que la cámara patrón indique el valor deseado de $(H \times D)/(K_a \times C)$;
- 7) Procesar los dosímetros y comparar sus lecturas con el equivalente de dosis real convencional H para $H_p(10, \alpha)$.

5.12. Los criterios de funcionamiento para la energía y la respuesta angular de un dosímetro personal están especificados generalmente por separado para cada parámetro, por ejemplo, para la respuesta energética a la radiación de incidencia normal y para la respuesta angular a energías específicas. No obstante, los efectos de estos dos parámetros en la incertidumbre están interrelacionados y, por tanto, deben también especificarse criterios para su efecto combinado. Un método aproximado consiste en especificar los criterios para la respuesta angular que deben cumplirse respecto del intervalo completo de energías a vigilar. En la práctica se dispondrá de algunos promedios en diferentes ángulos de incidencia de la radiación durante un período de vigilancia, considerándose entonces satisfactorio especificar los criterios en cuanto al valor medio de las respuestas para un número de ángulos de incidencia, siempre que los criterios de funcionamiento general satisfagan la Ec. (9).

5.13. Para la determinación experimental de la respuesta combinada para energías y ángulos de incidencia en un dosímetro personal pueden seguirse las pautas indicadas a continuación (véase el párr. 4.4): Establecer las curvas de respuesta energética para las dos magnitudes $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$ a ángulos de incidencia de 0° , $\pm 20^\circ$, $\pm 40^\circ$ y $\pm 60^\circ$ con la normal; realizar mediciones independientes para cada ángulo, tanto para los planos de rotación vertical como horizontal, a menos que el dosímetro posea simetría cilíndrica. Las mediciones deben hacerse utilizando las radiaciones de referencia especificadas en las normas ISO, en los intervalos de energía:

- a) 15 keV a 1,5 MeV para los fotones;
- b) 0,2 MeV a 3,5 MeV (E_{max}) para las partículas beta;
- c) térmicos a 15 MeV para los neutrones.

⁶ Cuando se irradian simultáneamente varios dosímetros en la forma anterior, puede ser necesaria una corrección de la distancia no uniforme hasta la fuente, para aquellos que estén colocados fuera del eje del haz. Se sugiere que el maniquí sea girado a mitad de la exposición de forma tal que los dosímetros se irradien en un ángulo $-\alpha$.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

Los coeficientes de conversión para las energías de las radiaciones beta y fotónicas a utilizar en las medidas deben seleccionarse de entre los listados del Anexo V, teniendo en cuenta el uso previsto del dosímetro. Estas medidas se hacen generalmente sobre un maniquí rectangular de retrodispersión lleno de agua [31]. No obstante, si están implicados ángulos mayores de $\pm 60^\circ$, puede ser necesario realizar las pruebas en un maniquí más realista (por ejemplo, un elipsoide).

5.14. Para calcular la respuesta energética media alrededor de los cuatro ángulos 0° , 20° , 40° y 60° para un campo de radiación realmente isotrópico, sería estrictamente necesario ponderar los resultados obtenidos para cada ángulo con el ángulo sólido subtendido por el dosímetro. En la práctica, sin embargo, las condiciones de irradiación son, con mayor probabilidad, rotacionalmente simétricas, en cuyo caso las respuestas para cada ángulo deben tener igual peso. Por ello puede construirse una curva respuesta para cada tipo de radiación calculando y representando la respuesta angular media para cada energía ε [32, 33]:

$$\bar{R}_e = 0,25(R_{e,0} + R_{e,20} + R_{e,40} + R_{e,60}) \quad (13)$$

donde $R_{e,\alpha}$ es la respuesta a la energía ε y ángulo de incidencia α , obtenida a partir de:

$$R_{e,\alpha} = \frac{(H_{e,\alpha})_m}{(H_{e,\alpha})_t} \quad (14)$$

donde $(H_{e,\alpha})_m$ es la dosis medida y $(H_{e,\alpha})_t$ es el valor real convencional.

5.15. Si se admite que \bar{R}_e representa la respuesta promedio a la energía ε , en el intervalo de ángulos de incidencia de las radiaciones durante el período de vigilancia, pueden tomarse los valores $\pm|\bar{R}_e - 1|$ como indicación de la incertidumbre de la respuesta energética.

5.16. En la Ec. (11), se determinan los límites $\pm 1,96\Delta$ admisibles para la incertidumbre resultante (con un nivel de confianza del 95%) con relación a la respuesta energético- angular combinada del dosímetro. Un dosímetro puede considerarse por tanto apto para el funcionamiento satisfactorio si la condición:

$$|\bar{R}_e - 1| \leq 1,96\Delta \quad (15)$$

se cumple para todas las energías de irradiación prescritas para la prueba y los criterios generales de funcionamiento satisfacen la Ec. (9). Debe reconocerse que han

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

sido adoptados otros métodos adecuados para la evaluación de la respuesta angular de los dosímetros por laboratorios nacionales de normalización.

Pruebas tipo para otras características importantes

5.17. Además de su respuesta a la energía de la radiación y al ángulo de incidencia, existen otras características de un sistema dosimétrico que deben considerarse en una prueba tipo. La idoneidad de un sistema dosimétrico debe comprobarse analizando los resultados de las pruebas tipo por la aplicación de la Ec. (12). Los métodos de ensayo para estas otras características han sido publicados por organizaciones de normalización nacionales e internacionales [27, 34, 35]. Deben realizarse ensayos para las características que aparecen en el párr. 4.11.

PRUEBAS TIPO DE MONITORES PARA LUGARES DE TRABAJO

5.18. Los procedimientos para medir las respuestas angular y energética de los monitores de vigilancia en el lugar de trabajo son similares a los empleados para las pruebas tipo de los dosímetros individuales, con la excepción de que las exposiciones durante la vigilancia radiológica del lugar de trabajo serán normalmente en el aire (es decir, sin maniquí). En el Anexo VI puede encontrarse información sobre pruebas tipo y de funcionamiento de los instrumentos. Los coeficientes de conversión que se han de usar para $H^*(d)$ y $H\dot{\phi}(d)$ figuran en los Cuadros V-7 y V-8 [11].

5.19. La CEI publica normas para la mayoría de los equipos de vigilancia de protección radiológica. Ejemplos de estas normas se incluyen en el Anexo VI. Dichas normas no sólo dan las especificaciones de funcionamiento que deben cumplirse sino que también describen los métodos de las pruebas tipo que se han de realizar. Se prescriben pruebas para determinar la operatividad radiológica (por ejemplo, linealidad, dependencia energética, respuesta angular) y el funcionamiento ambiental, eléctrico y mecánico.

6. PRUEBAS PREOPERACIONALES Y PERIÓDICAS

6.1. Los instrumentos deben comprobarse antes de ser utilizados por primera vez para asegurar que se ajustan a los datos de la prueba tipo. La prueba debe diseñarse para identificar fallos como el de una mala calibración o el ensamblaje incorrecto del detector. La prueba preoperacional también ofrece una base para las pruebas de rutina

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

posteriores. Normalmente es posible seleccionar un grupo restringido de pruebas que pueden ofrecer una confianza adecuada sobre el funcionamiento de un instrumento. En la Ref. [28] se incluyen recomendaciones más detalladas. La organización que efectúe estas pruebas debe estar reconocida por la autoridad reguladora como competente para realizarlas.

6.2. Las pruebas periódicas de la vigilancia del lugar de trabajo o de los instrumentos de medición deben efectuarse como mínimo una vez al año, y deben incluir parte de las pruebas preoperacionales, seleccionadas para evidenciar cualquier deterioro en el funcionamiento del instrumento. Ejemplos de las radiaciones de referencia que pueden emplearse son:

- a) Para monitores de tasas de dosis fotónica, la radiación gamma de 0,662 MeV del ^{137}Cs ;
- b) Para monitores de tasas de dosis neutrónica, neutrones de fuentes de $^{241}\text{Am}-\text{Be}$;
- c) Para monitores de tasas de dosis beta, la radiación gamma de 0,662 MeV del ^{137}Cs , además de una fuente beta de baja energía;
- d) Para monitores de contaminación beta, fuentes de radiación beta con energías iguales o por debajo de la energía mínima para la cual se tiene que emplear el monitor.

6.3. Después de la prueba se debe adjuntar una etiqueta al instrumento en la que se refleje la información correspondiente, incluyendo la organización que ejecuta la prueba, el número del certificado de prueba, y la fecha de la prueba o la fecha de la prueba próxima, según proceda. Las pruebas deben ser realizadas por una institución que mantenga campos de radiación de referencia acordes con los de los organismos nacionales de normalización.

6.4. La prueba debe abarcar la escala de tasas de dosis que razonablemente podrían encontrarse. Las tasas para las cuales no se ha comprobado un instrumento deben identificarse y documentarse claramente.

7. PRUEBAS DE FUNCIONAMIENTO

CONSIDERACIONES GENERALES

7.1. Además de la prueba tipo para un sistema de dosimetría personal, en la cual todo el funcionamiento del sistema se analiza cuidadosamente para verificar que

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

cumple los criterios de precisión (Sección 4), es necesario comprobar que estos requisitos de funcionamiento se mantienen posteriormente. Con esta finalidad, deben realizarse regularmente tres tipos de pruebas, según se indica a continuación:

- a) Pruebas de aptitud de funcionamiento para comprobar que se mantienen los parámetros tipo del funcionamiento dosimétrico global;
- b) Calibraciones o pruebas de rutina para verificar la sensibilidad, precisión y exactitud respecto de un tipo de radiación y energía dados;
- c) Pruebas relacionadas con el programa de garantía de calidad (GC).

La autorización inicial de un servicio de dosimetría por la autoridad reguladora debe incluir pruebas tipo y pruebas de aptitud de funcionamiento.

PRUEBAS PARA LA AUTORIZACIÓN DE FUNCIONAMIENTO

7.2. Las pruebas de funcionamiento, como parte de los procedimientos aprobados, se realizan para comprobar que las especificaciones esenciales de funcionamiento se mantienen de forma rutinaria. Los resultados deben confirmar los datos de la prueba tipo.

7.3. Un programa para las pruebas de aptitud de funcionamiento puede subdividirse en diferentes clases de irradiación para adaptarse a diferentes modelos de diseño de dosímetros, es decir, basarse en los tipos de radiación y escalas de energía abarcados por los dosímetros. Cada prueba puede incluir una escala de diferentes energías y ángulos de incidencia de la radiación, y una distribución adecuada de dosis alrededor de la escala de 0,2 mSv hasta por lo menos 100 mSv para probar el funcionamiento general del sistema. Si el dosímetro se utiliza en una dosimetría autorizada para situaciones de accidente puede ser necesario una escala mayor de dosis. Los resultados de esta prueba deben satisfacer los criterios generales de precisión especificados por la CIPR, de forma que el 95% de los resultados se mantengan dentro de los límites aceptables definidos en la Sección 4 (Fig. 2).

7.4. Las pruebas de aptitud de funcionamiento deben llevarse a cabo a intervalos regulares, de acuerdo con los requisitos reglamentarios, por una instalación externa de prueba, y pueden servir para la autorización inicial y/o en curso de funcionamiento del servicio dosimétrico.

PRUEBA RUTINARIA DE FUNCIONAMIENTO

7.5. La finalidad de las pruebas ordinarias o de rutina del funcionamiento durante la vigilancia individual es comprobar la exactitud y precisión del sistema dosimétrico

CUADRO I. RESUMEN DE PRUEBAS PARA DOSÍMETROS INDIVIDUALES

Tipo de prueba	Prueba realizada por	Frecuencia de la prueba
Prueba tipo	Fabricante u organización autorizada para la prueba tipo	Una vez, generalmente antes de comercializarla a los usuarios finales
Aprobación	Organización autorizada por la autoridad reguladora	Anual
Ordinaria	Servicio o usuario final	Mensual
GC	Servicio o usuario final	Diario, antes de iniciar el procesamiento del dosímetro

CUADRO II. RESUMEN DE PRUEBAS PARA INSTRUMENTOS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO

Tipo de prueba	Prueba realizada por	Frecuencia de la prueba
Prueba tipo	Fabricante u organización autorizada para la prueba tipo	Una vez, generalmente antes de comercializarla a los usuarios finales
Preoperacional	Fabricante, usuario final u organización autorizada para la prueba	Una vez, antes de poner los instrumentos en servicio
Periódica	Usuario final u organización autorizada para la calibración	Anual o más frecuente, según la estabilidad del instrumento y el uso al que se destina
Funcionamiento	Organización autorizada para la prueba del funcionamiento	Según especificación de la autoridad reguladora, típicamente cada 2 a 3 años

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

para la medición de dosis en una energía única, generalmente la de la fuente de calibración, como, por ejemplo, la radiación gamma del ^{137}Cs o del ^{60}Co para dosímetros fotónicos. La precisión (dada por la desviación estándar de una sola medición) y la exactitud (la desviación media de las lecturas del valor real convencional), deben comprobarse a diferentes niveles de dosis. Los resultados de las pruebas deben cumplir al menos los criterios de exactitud dados en las Ecs. (2) y (3) y presentados en la Fig. 2. Este tipo de pruebas también sirve para normalizar la sensibilidad global del sistema. Las pruebas ordinarias de funcionamiento se realizan normalmente por el propio servicio y deben repetirse a intervalos regulares, preferiblemente una vez al mes. Por el contrario, las pruebas de GC para vigilar aspectos específicos del funcionamiento del sistema se ejecutan generalmente todos los días.

7.6. Los instrumentos destinados a la vigilancia radiológica del lugar de trabajo se deben comprobar frecuentemente con fuentes, para asegurar su funcionamiento adecuado. Las fuentes y los márgenes de prueba deben ser apropiados para el tipo de vigilancia que se realiza.

7.7. En los Cuadros I y II se incluyen resúmenes de los programas de prueba recomendados para dosímetros individuales y para los equipos de vigilancia del lugar de trabajo.

8. INFORMES Y CONSERVACIÓN DE REGISTROS DE DOSIS

CONSIDERACIONES GENERALES

8.1. El mantenimiento de los registros de dosis incluye la elaboración y la conservación de los registros individuales de dosis de los trabajadores expuestos a las radiaciones. Constituye un aspecto esencial del proceso de vigilancia de la exposición de las personas a las radiaciones, y apoya los objetivos generales de la vigilancia radiológica (Sección 3). En la Guía de seguridad [3] ya mencionada, se dan recomendaciones generales sobre el mantenimiento de los registros y la elaboración de informes. A continuación se expone información adicional referente específicamente a las dosis debidas a la irradiación externa.

8.2. Los registros deben servir de apoyo para: la toma de decisiones; demostrar y facilitar el cumplimiento de la reglamentación; permitir la reconstrucción de los resultados en cualquier momento posterior; y facilitar la coordinación con otros

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

registros, tales como los de vigilancia interna y vigilancia de áreas. Deben ser por tanto de fácil recuperación y estar protegidos contra su posible pérdida. Su protección se consigue generalmente manteniendo juegos duplicados de registros en lugares bien separados para que ambas copias no puedan destruirse en un único incidente. Deben establecerse registros para cada persona vigilada, identificados por emplazamiento, objeto, fecha y emisor, y deben ser legibles e inteligibles para una persona cualificada, completos y exactos. Debe tomarse en consideración cualquier requisito nacional o acuerdo internacional aplicable referente a la privacidad de los registros de datos individuales.

CONSERVACIÓN DE REGISTROS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL

8.3. La finalidad del mantenimiento de los registros, la naturaleza y el alcance de los mismos y la capacidad de los sistemas para su conservación depende de los requisitos nacionales. Los registros deben incluir los resultados de la vigilancia radiológica individual de la irradiación externa y de las incorporaciones de material radiactivo.

8.4. Los servicios modernos de vigilancia individual de la irradiación externa, particularmente los más dimensionados, han adoptado un alto grado de automatización, empleando a menudo sistemas plenamente integrados que vinculan el mantenimiento de los registros de dosis al etiquetado y a la emisión de dosímetros y su posterior evaluación de dosis. Estos sistemas automatizados, especialmente si los dosímetros se marcan con el nombre del usuario (lo cual contribuye a evitar errores en la emisión de dosímetros), proporcionan un alto grado de integridad —y por ende de calidad— al servicio prestado.

8.5. Cuando se registran las dosis individuales ocupacionales, es habitual no incluir dosis debidas a situaciones que puedan considerarse razonablemente fuera del alcance de responsabilidad de la gestión operativa, como las debidas a actividades excluidas o que han sido declaradas exentas por la autoridad reguladora. No obstante, las dosis debidas a trabajos con materiales que contienen niveles significativos de radionucleidos naturales se consideran incluidos en la responsabilidad de la gestión operativa y por tanto deben incluirse en los registros de dosis ocupacional de una persona [6].

8.6. Debido a que cuando se evalúan las lecturas de los dosímetros personales es virtualmente imposible distinguir entre radiaciones fotónicas y beta, no es razonable tratar de precisar (e informar) los componentes beta y gamma de $H_p(0,07)$ por

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

separado. Sin embargo, como los diferentes tipos de radiaciones de alta TLE tienen diferentes factores de calidad, es aconsejable registrar las dosis neutrónicas por separado cuando se realiza la vigilancia en función de $H_p(10)$. Debe recordarse que las dosis fotónica, neutrónica y beta tienen que combinarse para determinar el equivalente de dosis personal total.

8.7. Si no se dispone de una evaluación de dosis durante un período en el cual un trabajador expuesto a las radiaciones fue (o debió haber sido) vigilado, lo cual puede ocurrir en caso de pérdida o daño del dosímetro, o cuando se registre una dosis declarada no válida posteriormente a una investigación, el sistema de mantenimiento de registros debe permitir la introducción de dosis estimadas o evaluadas por una persona autorizada. Estas estimaciones de dosis deben indicarse de tal forma que puedan distinguirse de las medidas oficiales de dosis hechas por el servicio de vigilancia autorizado.

8.8. Para las personas que necesitan utilizar dosímetros de extremidades, deben llevarse registros separados para la exposición de cada extremidad. Sin embargo, el procedimiento del mantenimiento de registros se complica cuando los dosímetros para las extremidades se usan sólo en determinados períodos del año. En estos casos, para lograr un registro completo de dosis para cada extremidad, los registros deben contener las lecturas de los dosímetros de extremidades para los períodos en los que se usaron y la lectura del $H_p(0,07)$ del dosímetro corporal para los períodos en los que no se usaron los dosímetros de extremidades.

CONSERVACIÓN DE REGISTROS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO

8.9. Se recomienda mantener los registros que documentan la designación y situación de las zonas controladas y vigiladas. También es aconsejable guardar los registros de los estudios de los campos de radiación, incluso la fecha, la hora, el lugar y los niveles de radiación medidos así como cualquier comentario importante hecho con respecto a las medidas que se realizan. En los registros se debe indicar el (los) instrumento(s) utilizado y la persona que realiza las medidas.

8.10. Un registro apropiado para la calibración del equipo de vigilancia debe incluir la identificación del equipo, la precisión de la calibración en el margen de operación para el (o los) tipo(s) de radiación que se intenta vigilar, la fecha de la prueba, las normas de calibración seguidas, la frecuencia de la calibración, y el nombre y la firma de la persona cualificada bajo cuya dirección se ha llevado a cabo la prueba.

PRESENTACIÓN DE INFORMES A LA DIRECCIÓN

8.11. Los procedimientos y criterios que se utilizan para notificar los resultados de la vigilancia individual y del lugar de trabajo deben especificarse claramente por la dirección o la autoridad reguladora. La información debe ser claramente identificable y comprensible. Normalmente sólo se notifican los resultados finales.

8.12. En situaciones de accidente, o en el caso de una exposición próxima a un límite reglamentario o superior a él, deben proporcionarse los resultados provisionales de tal forma que puedan adoptarse las correspondientes medidas administrativas y otras acciones de respuesta. Debe incluirse el resultado de la medida y la exposición implicada, a base de coeficientes de conversión apropiados. Si procede, pueden hacerse recomendaciones para la vigilancia radiológica de seguimiento y para las restricciones del puesto de trabajo. Debe identificarse claramente la fuente de la información incluida, así como también un punto de contacto para cualquier información adicional. Finalmente, debe incluirse siempre en el informe la incertidumbre en los valores medidos y calculados, acompañada de una constatación de las causas de variabilidad consideradas, cuantificadas e incluidas en la incertidumbre citada.

9. GARANTÍA DE CALIDAD

REQUISITOS

9.1. La efectividad continuada de un programa de protección radiológica se apoya en quienes se encargan de llevar a cabo sus diferentes componentes, incluida la adopción de un programa eficaz de GC. Los requisitos generales de GC relacionados con la exposición ocupacional se exponen en las NBS [2], y en la Guía de seguridad [3] se incluyen recomendaciones generales. En la sección siguiente se analizan más detalladamente los aspectos relacionados con la evaluación de la exposición a las radiaciones externas.

PUESTA EN PRÁCTICA Y GESTIÓN

9.2. La naturaleza y la amplitud del programa de GC deben corresponderse con el número de trabajadores vigilados y con la magnitud y probabilidad de las exposiciones esperadas en los lugares de trabajo incluidos en el programa de vigilancia. De particular importancia es la Guía 25 ISO/CEI [36], que utiliza muchos órganos reguladores para autorizar los programas de calibración y ensayos.

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

9.3. Todas las personas involucradas en el programa de evaluación de exposiciones externas son responsables de su calidad, y por tanto, de implantar su programa de GC y de control de calidad (CC). La responsabilidad de la calidad de una operación en particular debe delegarse en las personas que realmente realizan la operación, quienes deben participar activamente en el desarrollo de procedimientos de CC y entrenarse en métodos para detectar su incumplimiento. La dirección debe alentar al personal a detectar, informar y corregir sus incumplimientos. La garantía de calidad establecida en un programa desde la base es más eficaz que la GC impuesta de arriba a abajo. Para que el programa de GC sea efectivo, todo el personal debe estar seguro de que la dirección espera y alienta unos resultados que cumplan sus objetivos.

9.4. El servicio de dosimetría debe tener designado a un representante para la GC que debe vigilar los procedimientos de CC, realizar auditorías internas del programa y ser el responsable de entrenar a todo el personal en GC, tanto en sus aspectos generales como en los aspectos específicos de calidad de su trabajo individual.

9.5. La implantación de un programa de GC y de los procedimientos de CC exige un conocimiento del sistema dosimétrico completo, desde la fabricación del equipo y los materiales hasta el uso de los dosímetros en el lugar de trabajo.

9.6. Las reglamentaciones nacionales pueden requerir la homologación de las instalaciones que se ocupan de la medición y evaluación de las dosis externas. Los programas de acreditación incluirán especificaciones de las medidas de CC y GC que se van a implantar. Los detalles de la gestión, organización y administración del sistema de GC pueden estar relacionados con la legislación nacional y depender de la naturaleza del servicio, por ejemplo:

- a) El número de dosímetros entregados;
- b) El número de usuarios atendidos;
- c) Las clases de dosímetros utilizados (básico, con discriminación, neutrónico, etc.);
- d) Los métodos dosimétricos aplicados (película, DTL, RPL, trazas, etc.);
- e) La opción prevista de períodos de entrega;
- f) El nivel de automatización.

Documentación

9.7. Los componentes esenciales del sistema de calidad, incluidos todos los métodos y procedimientos establecidos para controlar los diferentes procesos dentro del servicio, deben estar documentados. La documentación debe incluir los resultados

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

de todas las pruebas que se refieren a la calidad del proceso de evaluación de dosis, tales como las pruebas tipo de los sistemas dosimétricos y la validación del funcionamiento de los equipos.

9.8. Una parte importante de esta documentación es el manual de calidad, el cual debe abarcar de forma concisa y práctica todos los aspectos del sistema de calidad establecido. Deben ponerse a disposición del personal las partes adecuadas de esta documentación.

Capacitación del personal

9.9. Es esencial la capacitación adecuada del personal del servicio dosimétrico para garantizar que puedan desempeñar su trabajo de forma fiable. La capacitación debe incluir:

- a) Su responsabilidad dentro del sistema de calidad;
- b) La estrategia y las nociones básicas de la evaluación de las dosis externas;
- c) Los principios y detalles de los métodos y procedimientos utilizados, así como sus limitaciones;
- d) Los detalles técnicos y los problemas potenciales de los procesos en los que se ven envueltos;
- e) La relación de su trabajo con otras partes del programa;
- f) Una guía para reconocer e informar de los problemas que puedan surgir;
- g) El conocimiento de todo el sistema de calidad y sus objetivos.

Instalaciones de laboratorio

9.10. Es difícil lograr resultados de calidad en ambientes no normalizados. Debe disponerse de un espacio adecuado de oficinas y laboratorios para el alojamiento del equipo y del personal necesario. El equipo debe ser fiable, estable y apropiado para la tarea a la cual se destina, y debe disponerse de procedimientos para evitar la contaminación de los equipos de medición con radionucleidos. Debe instituirse un programa de mantenimiento preventivo para disminuir posibles averías en momentos críticos, como en el caso de una emergencia. Las actividades que no estén directamente relacionadas con las operaciones del servicio dosimétrico deben estar separadas para evitar interferencias innecesarias. Debe también considerarse la seguridad general de las condiciones de trabajo.

9.11. Debe tenerse especialmente en cuenta el nivel de radiación de fondo en el laboratorio, en particular en lugares donde los dosímetros se mantienen durante períodos significativos de tiempo antes de su envío o evaluación. El nivel no debe ser nunca

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

significativamente superior al fondo local normal. Los niveles de fondo deben evaluarse regularmente (por ejemplo utilizando dosímetros de control) y pueden emplearse en los programas de vigilancia rutinaria para determinar dosis netas, sustrayendo la contribución del fondo. Los registros del servicio dosimétrico deben incluir los resultados de las mediciones rutinarias del fondo.

9.12. Los controles en el lugar de trabajo deben ser adecuados para que ningún equipo o dosímetro esté sujeto a condiciones que puedan afectar a su funcionamiento. Los factores que deben controlarse incluyen la temperatura, la humedad, los niveles de iluminación, el polvo y vapores de sustancias químicas reactivas.

9.13. Se necesita una fuente de corriente estable para que el voltaje y la frecuencia de CA permanezcan dentro de las especificaciones del equipo en uso. Deben disminuirse los campos magnéticos y eléctricos para evitar que afecten a los equipos y a los dosímetros.

EVALUACIÓN DEL FUNCIONAMIENTO

9.14. Las características del equipo y de los materiales dosimétricos pueden cambiar en función del tiempo o del uso. Los instrumentos de lectura deben verificarse como mínimo todos los días. La sensibilidad de los DTLs puede variar, por lo que es necesario evaluarla de forma regular. Para los dosímetros de película, la reproducibilidad de los procesos de revelado y lectura debe determinarse con cada lote.

9.15. Los servicios de vigilancia necesitan el acceso a instalaciones adecuadas de calibración. Debe disponerse de fuentes de radiación capaces de producir los campos de radiación necesarios para evaluar el funcionamiento del sistema dosimétrico. Debe contarse con instrumentos patrones secundarios que midan la intensidad de los haces de radiación en función de las magnitudes necesarias. Los equipos de medición y las fuentes radiactivas deben calibrarse y contrastarse con patrones nacionales, o si dichos patrones no están disponibles, con patrones primarios de otros países.

9.16. Se debe establecer un sistema que proporcione un indicador de la calidad del funcionamiento global del servicio dosimétrico. Un método es el establecimiento de un cliente o usuario "ficticio". De forma regular, los dosímetros se exponen a dosis conocidas, ya sea en el laboratorio o en alguna instalación externa de ensayos, y se someten a su procesamiento con números de empleado o cliente ficticios para que se procesen de forma normal. Los valores de dosis obtenidos se comparan entonces con

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

los valores reales convencionales, y los resultados se interpretan utilizando el método descrito en la Sección 4. Una información valiosa sobre el funcionamiento del sistema dosimétrico puede obtenerse a través de la participación del servicio en programas de intercomparación dosimétrica nacionales e internacionales.

CONTRATACIÓN DEL SERVICIO DE VIGILANCIA

9.17. Es probable que a muchos explotadores (titulares registrados o titulares de licencia) les sea necesario contratar los servicios dosimétricos de irradiación externa de suministradores comerciales, especialmente a los explotadores que tienen una plantilla reducida de personal, como médicos, dentistas y pequeños hospitales, que posiblemente tengan conocimiento y/o experiencia limitada en protección radiológica y dosimetría. No obstante, al contratar servicios dosimétricos comerciales, deben asegurarse de que exista una adecuada comunicación y entendimiento para obtener un programa dosimétrico eficaz. Deben considerarse los siguientes aspectos:

- a) Requisitos reglamentarios;
- b) Tipo(s) de radiación a medir y tipos de dosímetros (por ejemplo, dosímetros básicos, que dan información sobre la dosis registrada, o dosímetros discriminadores, que dan información adicional sobre el tipo de radiación y su energía);
- c) Registros de calidad, referencias o certificados del equipo y los servicios;
- d) Períodos de asignación de los dosímetros;
- e) Detalles sobre la colocación y manejo de los dosímetros;
- f) Método(s) dosimétrico(s) empleados;
- g) Sistema de especificación de los dosímetros y sus usuarios;
- h) Mantenimiento de los registros de dosis, informes de resultados, entradas de dosis para los usuarios, accesibilidad y confidencialidad;
- i) Interpretación de los resultados (magnitudes, límites de dosis, fondo natural, dosis neta, límite superior e inferior de detección del sistema dosimétrico, etc.);
- j) Procedimientos de asignación y recogida;
- k) Procedimientos de solicitud, cambio y cancelación de inscripciones;
- l) Información necesaria para el explotador;
- m) Costos;
- n) Tiempo necesario para hacer efectiva una solicitud (o cancelación);
- o) Información sobre los servicios de rutina y/o especiales suministrados, tales como notificación inmediata por teléfono o telex en caso de altas dosis inusuales, tramitación de la emergencia y asesoría sobre cuestiones legales, científicas y técnicas.

Apéndice

VIGILANCIA DE LA CONTAMINACIÓN DE LA PIEL Y EVALUACIÓN DE LA DOSIS EN PIEL

OBJETIVOS PRINCIPALES

A.1. Los objetivos principales de la vigilancia y evaluación de la irradiación y la contaminación de la piel pueden resumirse en los siguientes:

- a) Determinar el cumplimiento de los límites de dosis y, por ende, asegurar la evitación de efectos deterministas;
- b) En el caso de sobreexposiciones, iniciar y/o apoyar las intervenciones y exámenes médicos oportunos.

CONSIDERACIONES GENERALES

Radiaciones fuertemente penetrantes

A.2. Para radiaciones fuertemente penetrantes, la limitación de la dosis efectiva proporciona una protección suficiente de la piel contra los efectos estocásticos. Prácticamente en todas las situaciones, por tanto (excepto las involucradas con partículas calientes – véase el párr. A.5), no se hace preciso tener en cuenta otros aspectos relacionados con la vigilancia de la piel.

Radiaciones débilmente penetrantes

A.3. Para las radiaciones débilmente penetrantes, es necesario un límite adicional de exposición de la piel para evitar efectos deterministas. La CIPR recomienda un límite anual de dosis equivalente de 500 mSv promediados en 1 cm², independientemente del área expuesta. La profundidad nominal de medida es de 0,07 mm (7 mg/cm²). La contribución principal a la irradiación de la piel en este contexto es la producida por la contaminación de la piel.

VIGILANCIA DE LA CONTAMINACIÓN DE LA PIEL

A.4. La contaminación de la piel no es nunca uniforme y ocurre preferentemente en ciertas partes del cuerpo, notablemente en las manos. Para controles rutinarios, es

adecuado considerar la contaminación promediada en zonas de alrededor de 100 cm². La vigilancia rutinaria de la contaminación de la piel debe pues interpretarse a base de un equivalente de dosis media en un área de 100 cm². En la mayoría de los detectores de la contaminación de la piel, la lectura se compara con un límite deducido—un nivel expresado en unidades de Bq/cm² considerado capaz de producir una exposición igual al límite de dosis aplicable, y que generalmente se establece teniendo en cuenta todas las vías potenciales de exposición (no sólo la irradiación de la piel)—y la contaminación se reduce en lo posible. No se realiza ordinariamente la evaluación de las dosis equivalentes si no se sobrepasan los límites secundarios. Algunas veces, sin embargo, la contaminación persiste o es inicialmente muy alta, y se necesita una estimación de la dosis equivalente. En estos casos, la dosis debe promediarse en una superficie de 1 cm² que incluya la contaminación. Estas estimaciones son a menudo extremadamente imprecisas, sobre todo cuando la radiación de la sustancia contaminante puede ser absorbida debajo de la capa superficial de la piel, por lo que no son raras incertidumbres de dos órdenes de magnitud. Estas estimaciones se consideran, por tanto, como procedimientos cualitativos e independientes de la vigilancia convencional de la irradiación externa. No obstante, una estimación de dosis equivalente que exceda de un décimo del límite correspondiente de dosis equivalente, debe incluirse en el registro personal del individuo. Parte de la contaminación puede además transferirse al cuerpo, y originar una exposición interna. La vigilancia de las incorporaciones asociadas de material radiactivo en el cuerpo se examina en la Guía de seguridad sobre la evaluación de dosis internas [4].

A.5. Puede haber situaciones en que sea posible una exposición a “partículas calientes”, que pueden conducir a una exposición no uniforme en el espacio, debida a fuentes radiactivas discretas con dimensiones de hasta 1 mm. Aunque el cumplimiento de los límites de dosis es el objetivo principal, la CIPR ha señalado [37] como punto particular la prevención de una ulceración aguda. Ello implica que la dosis promedio recibida en pocas horas sobre un área de la piel de 1 cm², medida a profundidades de 10–15 mg/cm², debe restringirse a 1 Sv. La detección de partículas calientes dentro de un campo de radiación ambiental en un lugar de trabajo puede ser difícil por la propia naturaleza muy localizada de las radiaciones emitidas por la partícula. Debe ponerse énfasis en la identificación y el control de aquellas operaciones que pudieran dar origen a estas partículas.

REFERENCIAS

- [1] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA ORGANIZACIÓN DE COOPERACIÓN Y DESARROLLO ECONÓMICOS, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación, Colección Seguridad N° 120, OIEA, Viena (1997).
- [2] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA ORGANIZACIÓN DE COOPERACION Y DESARROLLO ECONÓMICOS, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena (1997).
- [3] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Protección Radiológica Ocupacional, Colección de Normas de Seguridad N° RS-G-1.1, OIEA, Viena (2004).
- [4] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, OFICINA INTERNACIONAL DEL TRABAJO, Evaluación de la Exposición Ocupacional Debida a Incorporaciones de Radionucleidos, Colección de Normas de Seguridad N° RS-G-1.2, OIEA, Viena (2004).
- [5] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication No. 75, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1997).
- [6] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1991).
- [7] COMISIÓN INTERNACIONAL DE UNIDADES Y MEDIDAS RADIOLÓGICAS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, Rep. No. 39, CIUMR, Bethesda, MD (1985).
- [8] COMISIÓN INTERNACIONAL DE UNIDADES Y MEDIDAS RADIOLÓGICAS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources — Part 2, Rep. No. 43, CIUMR, Bethesda, MD (1988).
- [9] COMISIÓN INTERNACIONAL DE UNIDADES Y MEDIDAS RADIOLÓGICAS, Measurement of Dose Equivalents Resulting from External Photon and Electron Radiations, Rep. No. 47, CIUMR, Bethesda, MD (1992).
- [10] COMISIÓN INTERNACIONAL DE UNIDADES Y MEDIDAS RADIOLÓGICAS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Rep. No. 51, CIUMR, Bethesda, MD (1993).
- [11] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, COMISIÓN INTERNACIONAL DE UNIDADES Y MEDIDAS RADIOLÓGICAS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Report of

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Rep. No. 57, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1997).
- [12] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiations, Rep. No. 122, NCRP, Washington, DC (1995).
- [13] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Colección de Informes Técnicos N° 252, OIEA, Viena (1985).
- [14] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Dosimetry for Criticality Accidents, Colección de Informes Técnicos N° 211, OIEA, Viena (1982).
- [15] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, The Principles and General Procedures for Handling Emergency and Accidental Exposures of Workers, Publication No. 28, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1978).
- [16] JULIUS, H.W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Rad. Prot. Dosim.* **66** 1–4 (1996) 1–8.
- [17] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, An American National Standard: Criteria for Performing Multiple Dosimetry, ANSI Standard HPS N13.41-1997, ANSI, Nueva York (1997).
- [18] SWINTH, K.L., SISK, D.R., Recent developments and performance of survey instruments for the monitoring of weakly penetrating radiations, *Rad. Prot. Dosim.* **39** (1991) 149.
- [19] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA ORGANIZACIÓN DE COOPERACIÓN Y DESARROLLO ECONÓMICOS, Assessment and Recording of Radiation Doses to Workers, AEN/OCDE, París (1986).
- [20] MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., SMITH, J.W., The relative merits of discriminating and non-discriminating dosimeters, *Rad. Prot. Dosim.* **14** 1 (1986) 5–10.
- [21] CHRISTENSEN, P., HERBAUT, Y., MARSHALL, T.O., Personal monitoring for external sources of beta and low energy photon radiations, *Rad. Prot. Dosim.* **18** 4 (1987) 241–260.
- [22] CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiations, EUR 15852, Comisión Europea, Luxemburgo (1994).
- [23] SWINTH, K.L., ROBERSON, P.L., MACLELLON, J.A., Improving health physics measurements by performance testing, *Health Physics Journal* **55** (1988) 197–205.
- [24] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers. Publication No. 35, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1982).
- [25] BOEHM, J., “Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring”, Intercomparación para la vigilancia individual, Reunión para coordinar las investigaciones organizada por el Organismo Internacional de Energía Atómica, Viena, 24 a 28 de abril de 1989, PTB Rep. PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.

- [26] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, Guide to Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Ginebra (1993).
- [27] COMISIÓN ELECTROTECNICA INTERNACIONAL, Radiation Protection Instrumentation — Direct Reading Personal Dose Equivalent (Rate) Monitors — X, Gamma and High Energy Beta Radiation, IEC Standard 1283, CEI, Ginebra (1995).
- [28] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Colección de Informes de Seguridad Nº 16, OIEA, Viena (1999).
- [29] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO, Ginebra (1996).
- [30] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges 8 keV to 1.3 MeV and from 4 MeV to 9 MeV, ISO, Ginebra (1998).
- [31] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, X and Gamma Reference Radiation for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 3: Calibration of Area and Personal Dosemeters and the Measurement of their Response as a Function of Energy and Angle Incidence, ISO, Ginebra (1998).
- [32] JULIUS, H.W., CHRISTENSEN, P., MARSHALL, T.O., Performance, requirements and testing in individual monitoring, Rad. Prot. Dosim. **34** 1–4 (1990) 87–91.
- [33] JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P.M., VAN DYK, J.W.E., Type testing of personal dosimeters for photon energy and angular response, Rad. Prot. Dosim. **54** 3–4 (1994) 273–277.
- [34] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, Exposure Meters and Dosimeters — General Methods of Testing, ISO 4071, Ginebra (1978).
- [35] BRITISH STANDARDS INSTITUTE, Electromagnetic Compatibility for Industrial Process Measurements and Central Equivalent — Part 1: General Introduction, Part 2: Method of Evaluating Susceptibility to Electrostatic Discharge, Part 3: Method of Evaluating Susceptibility to Radiated Electromagnetic Energy, BS6667, BSI, Londres (1985).
- [36] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, General Requirements for the Competence of Calibration and Testing Laboratories, ISO/IEC Guide 25, CEI, Ginebra (1990).
- [37] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication No. 59, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1991).

Anexo I

RESUMEN DE FACTORES DE PONDERACIÓN DE LA RADIACIÓN Y RELACIONES Q-L RECOMENDADOS

I-1. Los valores de los factores de ponderación de la radiación w_R para el cálculo de la dosis equivalente, recomendados por la CIPR [I-1] y aprobados en las Normas básicas de seguridad [I-2], se indican en el Cuadro I-1. El cálculo del equivalente de dosis para las magnitudes operacionales $H_p(d)$, $H^*(d)$ y $H\phi(d, w)$ utiliza factores de calidad Q en lugar de los factores de ponderación de la radiación. La relación entre Q y la transferencia lineal de energía L recomendada por la CIPR [I-1] y aprobada en las Normas básicas de seguridad [I-2] se indica en el Cuadro I-2.

CUADRO I-1. FACTORES DE PONDERACIÓN DE LA RADIACIÓN^a [I-1, I-2]

Tipo y escala de energía ^b	Factor de ponderación de la radiación, w_R
Fotones, todas las energías	1
Electrones y muones, todas las energías ^c	1
Neutrones ^d de energía:	
<10 keV	5
10 keV a 100 keV	10
>100 keV a 2 MeV	20
>2 MeV a 20 MeV	10
>20 MeV	5
Protones, distintos a los protones de retroceso, energía >2 MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20

^a Todos los valores se relacionan con la radiación incidente sobre el cuerpo o, en el caso de las fuentes internas, emitida por la fuente.

^b La elección de valores para otras radiaciones se incluye en el Anexo A de la Ref. [I-1].

^c Se excluyen los electrones Auger emitidos por los radionucleidos ligados al ADN, para los cuales se aplican consideraciones microdosimétricas especiales.

^d Para que haya mayor coherencia en los cálculos, se da una expresión matemática uniforme para los valores w_R en función de la energía:

$$w_R = 5 + 17e^{-[\ln(2\varepsilon)]^{2/6}}$$

donde ε es la energía en MeV. Véase el Anexo A de la Ref. [I-1].

CUADRO I-2. RELACIONES Q-L ESPECIFICADAS [I-1, I-2]

Transferencia lineal de energía no restringida, L en agua (keV/ μm)	$Q(L)$
<10	1
10-100	$0,32L - 2,2$
>100	$300/\sqrt{L}$

REFERENCIAS DEL ANEXO I

- [I-1] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1991).
- [I-2] AGENCIA PARA LA ENERGÍA NUCLEAR DE LA ORGANIZACIÓN DE COOPERACION Y DESARROLLO ECONÓMICOS, ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, ORGANIZACIÓN DE LAS NACIONES UNIDAS PARA LA AGRICULTURA Y LA ALIMENTACIÓN, ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO, ORGANIZACIÓN MUNDIAL DE LA SALUD, ORGANIZACIÓN PANAMERICANA DE LA SALUD, Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena (1997).

Anexo II

INSTRUMENTACIÓN PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA INDIVIDUAL

INTRODUCCIÓN

II-1. En el presente anexo se ofrece información general sobre los métodos y sistemas empleados para la vigilancia radiológica individual, y se indica la bibliografía en la que se expone una información más detallada.

DOSÍMETROS PARA RADIACIÓN BETA Y FOTÓNICA

Dosímetros fotográficos

II-2. Los dosímetros de película fotográfica se emplean para determinar la exposición individual a las radiaciones fotónica, beta y de neutrones térmicos. Generalmente consisten en una película fotográfica colocada dentro de un soporte conveniente que contiene filtros apropiados. Tales conjuntos se designan frecuentemente como dosímetros de película o películas.

II-3. La emulsión de la película se elabora con cristales de bromuro de plata en suspensión en un medio gelatinoso. Una capa fina de la emulsión se extiende uniformemente sobre una base delgada de plástico. La acción de las radiaciones ionizantes sobre los granos de la emulsión produce una imagen latente. En el revelado posterior, los iones de plata de la imagen latente producen un ennegrecimiento permanente. La densidad óptica se determina con un densitómetro y es función del tipo de película y del proceso de revelado, así como del tipo y energía de la radiación que se mide. La densidad óptica no varía linealmente con la dosis. Las películas fotográficas se utilizan muy ampliamente para la vigilancia fotónica y beta, aunque responden a los efectos ionizantes de cualquier radiación que emita suficiente energía para producir iones de plata en la emulsión. Las películas se utilizan a menudo para la medición indirecta de neutrones térmicos, capturando los neutrones en un filtro de Cd y utilizando el ennegrecimiento de la película, producto de las radiaciones gamma resultantes, como una indicación de la dosis neutrónica.

II-4. Un factor complejo de máximo interés en la dosimetría fotónica práctica es la dependencia energética de la película en relación con el tejido humano. La

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

compensación de la dependencia energética del dosímetro de película se logra empleando uno o más filtros de espesor y materiales adecuados. Aunque el empleo de un solo filtro resulta apropiado para fotones de energía superior a 0,1 MeV, para fotones de bajas energías se necesita el uso de un sistema múltiple de filtros (por ejemplo, cobre, estaño, plomo y plástico, y ventanas abiertas). El tipo de radiación incidente y las dosis pueden calcularse a partir de las respuestas obtenidas tras los diferentes filtros.

II-5. Son necesarias pruebas tipo siempre que se proponga el uso de un nuevo tipo de película o se hagan cambios en el proceso de revelado. Los dosímetros de película se utilizan generalmente en períodos de asignación de hasta un mes de duración y son adecuados para su uso en zonas controladas. Cuando se trata de un período mayor de asignación, debe prestarse especial atención al desvanecimiento. Es necesario calibrar los dosímetros irradiando películas idénticas con dosis conocidas y procesando estos “patrones” simultáneamente con los dosímetros.

II-6. Los dosímetros fotográficos pueden utilizarse como dosímetros discriminadores, dando información cualitativa además de la dosis. Esta técnica puede resultar muy económica, según el grado de automatización adoptado. Dichos dosímetros son sensibles a la temperatura y a la humedad, lo que trae como consecuencia el desvanecimiento de la imagen latente. La dependencia energética de la respuesta puede necesitar un sistema complejo de filtros. Este tipo de dosímetro puede diseñarse fácilmente para medir $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ para radiaciones de fotones y beta con energías (ϵ_{\max}) superiores a 0,5 MeV.

Dosímetros termoluminiscentes

II-7. La termoluminiscencia es la emisión de luz cuando se calienta un material que ha sido expuesto a las radiaciones ionizantes. La luz se produce por la liberación de los electrones excitados y capturados durante la irradiación del material, y la cantidad de luz liberada tiene relación directa con la dosis de radiación recibida por el material. La liberación aleatoria de los electrones capturados antes de la lectura es lo que se llama desvanecimiento, que puede producirse por la liberación óptica o térmica estimulada de los electrones. En la dosimetría termoluminiscente (DTL), la relación entre la señal correspondiente y el equivalente de dosis que se va a medir debe determinarse por calibración.

II-8. En la utilización de este fenómeno en dosimetría, el material termoluminiscente es visto por un fotomultiplicador u otro dispositivo sensible a la luz durante el proceso de calentamiento. La representación gráfica de la luz luminiscente con la temperatura se llama “curva de brillo” (“glow curve”). La forma de la curva depende

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

del tipo y cantidad de impurezas y defectos de la red presentes en el material así como de la historia térmica y tratamiento del material. El tubo fotomultiplicador tiene una alta sensibilidad, alta relación señal–ruido y un gran margen dinámico. El área bajo la curva de brillo se utiliza como medida de la dosis. El material termoluminiscente se descarga durante el proceso de lectura quedando listo para registrar una nueva exposición (si bien algunos materiales deben recibir un calentamiento adicional antes de usarse nuevamente).

II-9. El mecanismo de la termoluminiscencia es complejo y, aunque se han formulado modelos teóricos generales, cada fósforo termoluminiscente es único y los modelos que corresponden a materiales específicos muestran características muy diferentes.

II-10. La DTL ha encontrado una creciente aplicación con el progreso alcanzado en el desarrollo de dosímetros termoluminiscentes sólidos, así como de la instrumentación de lectura. La DTL se encuentra ahora en la red comercial y se emplea ampliamente en dosimetría personal rutinaria, en la vigilancia radiológica ambiental y en dosimetría clínica.

II-11. La DTL es cada vez más aceptada en la dosimetría de protección radiológica por las razones siguientes:

- a) Existencia de materiales termoluminiscentes aproximadamente equivalentes al tejido;
- b) Sensibilidad y exactitud suficientemente elevadas tanto para la vigilancia radiológica individual como la del medio ambiente;
- c) Disponibilidad comercial en forma de pequeños detectores sólidos que resultan adaptables tanto para el procesamiento automático como el manual;
- d) Idoneidad para la dosimetría beta de la piel y extremidades;
- e) Disponibilidad de materiales con excelente estabilidad a largo plazo bajo condiciones ambientales variables;
- f) Facilidad de procesamiento;
- g) Posibilidad de reutilización;
- h) Linealidad de la respuesta con la dosis y tasa de dosis en un amplio margen.

En el Cuadro II-1 se enumeran algunas características generales de los materiales termoluminiscentes más comunes empleados en la dosimetría de protección radiológica.

II-12. Los dosímetros que se emplean corrientemente en la vigilancia personal de dosis beta tienen el inconveniente del umbral energético debido a que el detector y su

CUADRO II-1. CARACTERÍSTICAS GENERALES DE ALGUNOS DOSÍMETROS TERMOLUMINISCENTES COMERCIALIZADOS

Tipo de DTL	Número atómico efectivo Z_{eff}	Tope máx. (°C)	Emisión máx. (nm)	Sensibilidad relativa	Desvanecimiento (a 25°C)
LiF:Ti,Mg	8,3	200	400	1	5%/año ^a
LiF:Na,Mg	8,3	200	400	1	5%/año ^a
LiF:Mg,Cu,P	8,3	210	400	25	5%/año
Li ₂ B ₄ O ₇ :Mn	7,3	220	605	0,20 ^b	4%/mes
Li ₂ B ₄ O ₇ :Cu	7,3	205	368	2 ^b	10%/2 meses ^a
MgB ₄ O ₇ :Dy	8,4	190	490	10 ^b	4%/mes ^a
BeO	7,1	190	200–400	0,20 ^b	8%/2 meses
CaSO ₄ :Dy	14,5	220	480–570	30 ^b	1%/2 meses
CaSO ₄ :Tm	14,5	220	452	30 ^b	1-2%/2 meses
CaF ₂ :Mn	16,3	260	500	5 ^b	16%/2 semanas
CaF ₂ (natural)	16,3	260	380	23	muy ligero
CaF ₂ :Dy	16,3	215	480–570	15 ^b	8%/2 meses ^a
Al ₂ O ₃	10,2	360	699	4 ^b	5%/2 semanas ^a

^a Desvanecimiento en la oscuridad (después de un recalentamiento posterior a una irradiación de 15 min a 100 °C) con relación a 1 día de almacenamiento.

^b Sensible a la luz.

cubierta son demasiado gruesos. Pueden encontrarse en el mercado detectores finos y ultrafinos, pero puede ser dificultosa su utilización a gran escala para la vigilancia ordinaria. En los últimos años se han desarrollado varios tipos de detectores termoluminiscentes para la medición de las magnitudes operacionales $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$ [II-2 a II-4].

II-13. La respuesta de los materiales termoluminiscentes a los neutrones depende de la composición del detector, del encapsulado del DTL y, fundamentalmente, de la energía de los neutrones. Algunos fósforos tienen una gran sensibilidad a los neutrones térmicos pero una respuesta deficiente a los neutrones rápidos. Se han investigado varias técnicas para aumentar la respuesta de los DTL a los neutrones rápidos, como la propia utilización del cuerpo como moderador para termalizar los

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

neutrones, técnica que ha adquirido una importancia práctica en la utilización de los dosímetros personales de albedo (véase más adelante).

Dosímetros fotoluminiscentes

II-14. La fotoluminiscencia se basa en la formación de centros luminiscentes inducidos en cristales de fosfato con impurezas de plata, cuando se exponen a radiaciones ionizantes. Cuando los cristales se exponen posteriormente a la radiación ultravioleta, se emite una luz visible con una intensidad linealmente relacionada con la dosis absorbida por la acción de las radiaciones ionizantes. A diferencia de la termoluminiscencia, los efectos de las radiaciones ionizantes —los centros— no se destruyen durante el proceso normal de lectura y son extremadamente estables, de forma que el desvanecimiento a temperatura ambiente es insignificante durante un período de varios años, lo que permite obtener la información de las dosis en cualquier momento durante largos períodos de acumulación de dosis [II-1].

II-15. Los cristales de fosfato pueden producirse en gran escala con buena reproducibilidad y sensibilidad constante. Por ello, no es necesaria la calibración de los detectores individuales. La aplicación de los lectores láser ultravioletas pulsantes que se encuentran en el mercado reduce la “pre-dosis” —lectura aparente de los cristales no irradiados— hasta un valor de alrededor de 10 μSv [II-5], lo que elimina algunas de las desventajas de la vieja técnica de lectura convencional que necesitaba la limpieza de los cristales y la sustracción de la dosis previa para medir dosis por debajo de los 100 μSv .

II-16. Debido al alto número atómico de algunos cristales, tienen que usarse filtros de compensación energética. Los dosímetros más recientes tienen una dependencia energética de 15% para energías fotónicas superiores a 15 keV [II-6]. Los sistemas completos de dosimetría con cristales de fosfato y lectura automática con excitación láser ultravioleta permiten su empleo a gran escala en la vigilancia individual.

II-17. Se emplean los dosímetros de cristales de fosfato de forma rutinaria en la vigilancia individual y ambiental para medir $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ a niveles de dosis que oscilan desde los niveles ambientales hasta aquellos de interés para casos de accidente.

II-18. Las ventajas de los dosímetros fotoluminiscentes incluyen la integración permanente y a largo plazo de la información de dosis, una buena precisión, un desvanecimiento insignificante y la posibilidad de repetir una lectura del dosímetro si es necesario.

Dosímetros electrónicos

II-19. Los dosímetros electrónicos se han desarrollado para la dosimetría personal basándose en dispositivos Geiger-Müller que detectan fotones por encima de 30 keV y en detectores de diodos de silicio.

II-20. Recientemente salió al mercado un sistema dosimétrico electrónico que se basa en el empleo de tres detectores con diodos de silicio, convenientes para la medición simultánea de $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ de radiaciones de fotones y beta (de una energía media superior a 250 keV). Estos dispositivos son aconsejables para trabajadores en zonas controladas, cuando la contribución de la dosis por radiación beta de baja energía no es significativa. Los servicios dosimétricos de varios países los han presentado con éxito a las respectivas autoridades reguladoras para su autorización como dosimetría legal u oficial [II-7].

II-21. Recientemente se han publicado detalles de dosímetros individuales de rutina del tamaño de una tarjeta de crédito con un detector de diodo de silicio [II-8]. El dosímetro mide el equivalente de dosis y la tasa de equivalente de dosis de los fotones, tiene una alarma ajustable y almacena en su memoria la dosis integrada diariamente durante los últimos 12 meses.

II-22. Los dispositivos electrónicos pueden darle al trabajador una indicación instantánea de la dosis acumulada y de la tasa de dosis. También proporcionan alarmas audibles y visuales prefijadas, por lo que estos dispositivos pueden utilizarse simultáneamente como dosímetro integrador y dosímetro de alarma.

Dosímetros de bolsillo

II-23. Los dosímetros de fibra de cuarzo se utilizan todavía para la vigilancia individual, aunque su uso ha disminuido. Dichos dosímetros contienen una pequeña cámara de ionización con una fibra, cuya desviación es proporcional a la dosis recibida. La lectura se realiza ópticamente, mirando a través del dosímetro y observando la desviación de la fibra en una escala. Estos dispositivos son sencillos y de bajo costo. No obstante, su sensibilidad es baja en relación con los niveles necesarios para los fines actuales de la protección radiológica. Además, tienen un rango de dosis útil limitado (aproximadamente un factor de 20).

II-24. Según la dosis máxima esperada y el carácter de la radiación a medir, pueden escogerse dosímetros de bolsillo de lectura directa adecuados. Los principales inconvenientes operacionales son la influencia de la posición del cero y las fugas de carga, que limitan la dosis mínima mensurable.

DOSÍMETROS DE NEUTRONES

Emulsiones de trazas nucleares

II-25. Las emulsiones de trazas nucleares son adecuadas para la dosimetría de neutrones rápidos. Los neutrones interactúan con los núcleos de hidrógeno de la emulsión y de los materiales circundantes, produciendo protones de retroceso por colisiones elásticas. Las partículas ionizantes recorren la emulsión, originando una imagen latente que después del procesamiento produce el ennegrecimiento de la película a lo largo de la huella de la partícula [II-9].

II-26. Las emulsiones de trazas tienen generalmente un umbral energético de alrededor de 0,7 MeV, una respuesta energética y una escala de dosis limitada. Este tipo de dosímetro se satura a unos 50 mSv.

II-27. Los neutrones con energías por debajo de 10 eV pueden también detectarse por la interacción con los núcleos de nitrógeno de la gelatina que da por resultado la producción de protones de retroceso. Si no se desea sensibilidad a los neutrones térmicos, el dosímetro debe mantenerse con un filtro de un material como el cadmio que absorba los neutrones térmicos.

II-28. Para el recuento de las trazas en la emulsión puede utilizarse un microscopio con una ampliación de 1000×. Puede facilitarse el recuento utilizando un microscopio con cámara de televisión y pantalla. La precisión en las dosis medidas depende de la habilidad del operador para reconocer las trazas en la emulsión.

II-29. Una desventaja de las emulsiones de trazas nucleares es su alto grado de desvanecimiento que se acelera a humedad y temperatura altas, y que puede llegar al 75% por semana. Este problema puede controlarse secando las películas en una atmósfera controlada y sellándolas en una bolsa a prueba de humedad antes de usarlas.

II-30. Otro inconveniente importante de estas emulsiones es la posibilidad de un ennegrecimiento de las películas por radiaciones fotónicas con posterioridad a la exposición y el revelado, dificultándose con ello la distinción de las trazas de los protones. Debido a estas desventajas, incluido el alto umbral energético de neutrones, las emulsiones de trazas nucleares están siendo sustituidas cada vez más por otros métodos de dosimetría personal como los DTL, los dosímetros de albedo y los detectores de trazas de estado sólido.

Detectores de trazas nucleares de estado sólido

II-31. Las partículas de gran poder de ionización como los fragmentos de fisión, las partículas alfa o las partículas de retroceso inducidas por neutrones producen daños estructurales a lo largo de su recorrido en materiales como los minerales, el vidrio y diferentes plásticos [II-10]. Grabando la superficie del detector con reactivos adecuados se pueden eliminar las zonas dañadas a lo largo del recorrido de las partículas hasta volverse visibles bajo un microscopio óptico. La aplicación del grabado electroquímico (GE) agranda en gran medida el tamaño de las pistas, y la densidad de trazas puede contarse en un único campo del detector de 1 cm^2 utilizando un microscopio de poco aumento (por ejemplo $20\times$) u otro lector óptico.

II-32. El tamaño y la forma de la pista grabada depende del tipo, energía y ángulo de incidencia de las partículas, del tipo de material del detector y de las condiciones del grabado (temperatura, concentración del agente de grabación y tiempo de grabación). Estos parámetros deben optimizarse para cada material y aplicación en particular.

II-33. En dosimetría neutrónica, se utilizan comúnmente tres tipos de detectores, a saber, los detectores de trazas (n,α), los de trazas de retroceso y los de trazas de fisión, los cuales se describen brevemente a continuación; un análisis más amplio de las técnicas de medición para la detección de trazas puede encontrarse en las Refs. [II-11, II-12].

Detectores de trazas de fisión

II-34. Un irradiador o convertidor de material fisionable emite fragmentos de fisión tras una exposición a los neutrones. Los fragmentos de fisión se detectan con un detector de trazas de estado sólido como el de policarbonato. Las reacciones de fisión tienen un umbral energético (así $0,6 \text{ MeV}$ para ^{237}Np , $1,3 \text{ MeV}$ para ^{232}Th , $1,5 \text{ MeV}$ para ^{238}U) o una sección eficaz extremadamente alta para neutrones térmicos (por ejemplo, ^{235}U). Actualmente está prohibido el uso de materiales fisionables en los dosímetros en ciertos países debido a su radiactividad.

Detectores de trazas de retroceso

II-35. La dispersión elástica de los neutrones con los núcleos de los detectores plásticos puede producir partículas cargadas de retroceso como protones o átomos de carbono, oxígeno y nitrógeno. Estos retrocesos producen huellas latentes que pueden hacerse visibles con el grabado. Para agrandar las pistas se utiliza el grabado químico

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

o electroquímico. La densidad de pistas, que es proporcional a la exposición neutrónica, puede contarse con un lector de microficha o un contador automático de partículas [II-11, II-12]. Debido a la TLE de los protones de retroceso y al corto alcance de las partículas más pesadas, los diferentes tipos de plástico tienen diferente sensibilidad a los neutrones, y la respuesta depende también de su energía. La técnica del grabado debe optimizarse para cada material del detector o combinación de material irradiador, absorbente y detector, y las curvas de respuesta energética deben establecerse experimentalmente. Los materiales detectores más comunes son el policarbonato, el nitrato de celulosa y el CR-39. Hay actualmente servicios dosimétricos basados en el uso del CR-39 que están funcionando con la autorización de las autoridades reguladoras.

Detectores de trazas basados en reacciones (n, α)

II-36. Los neutrones interactúan con el ${}^6\text{Li}$ o el ${}^{10}\text{B}$ en un irradiador externo. Las partículas alfa producidas por las reacciones (n, α) tienen energías alfa máximas de unos 2,5 MeV (${}^6\text{Li}$) y 1,5 MeV (${}^{10}\text{B}$) para neutrones inferiores a centenares de keV. Las secciones eficaces de la interacción son altas para neutrones térmicos y disminuyen en proporción inversa a la velocidad de los neutrones a medida que la energía neutrónica aumenta. Con la mayoría de los detectores plásticos que se encuentran en el mercado se pueden detectar las partículas alfa emitidas. La eficiencia de la detección depende del tipo de material y de las condiciones del grabado.

Dosímetros DTL de albedo

II-37. La dosimetría de albedo se basa en la detección de neutrones de baja energía (neutrones albedo) que emergen del cuerpo de una persona expuesta a neutrones de diferentes energías. Cualquier detector de neutrones térmicos colocado en la superficie del cuerpo puede servir, por tanto, como detector de albedo.

II-38. Los dosímetros de albedo utilizan generalmente detectores termoluminiscentes como el de ${}^6\text{LiF}$ en cápsulas plásticas cargadas de boro que separan los neutrones albedo de los neutrones térmicos incidentes. Debido a la sensibilidad fotónica de los DTLs, la lectura de la dosis de neutrones viene dada por la diferencia entre las lecturas de los detectores de ${}^6\text{LiF}$ y ${}^7\text{LiF}$.

II-39. Los dosímetros de albedo se diseñan con una respuesta alta y casi constante para los neutrones en la escala de energías de térmicos a 10 keV. No obstante, la respuesta disminuye rápidamente por encima de los 10 keV. En campos de neutrones dispersos, la respuesta energética relativa de un detector albedo varía en un factor de hasta 20.

II-40. Para la vigilancia rutinaria se considera adecuado el dosímetro de albedo de dos componentes diseñado para una lectura automática en diferentes sistemas de DTL [II-13]. Este tipo de dosímetro incorpora el detector de albedo y un detector adicional de neutrones térmicos.

II-41. La respuesta a los neutrones depende del espectro de éstos, que varía ampliamente en los lugares de trabajo. No obstante, pueden utilizarse factores de corrección específicos del emplazamiento aplicables cuando se conoce el espectro neutrónico y éste permanece constante.

II-42. La dependencia energética de los detectores de albedo puede compensarse, en dosímetros utilizados en campos de neutrones rápidos, mediante la adición de un detector de trazas nucleares, como el policarbonato, para separar la medición de neutrones rápidos. En tal combinación de detectores, el detector de albedo sirve como detector básico de neutrones, que puede leerse automáticamente empleando un lector DTL normal. El detector de trazas sólo necesita entonces procesarse si el DTL indica una exposición significativa.

Detectores de burbuja

II-43. Los detectores de burbuja constituyen un nuevo tipo de dosímetros de neutrones de lectura directa [II-14]. El detector se prepara suspendiendo gotas sobrecalentadas en un polímero elástico consistente; el paso de los neutrones a través del material produce burbujas visibles de vapor que quedan atrapadas en los lugares donde se han originado [II-14]. El número de burbujas da una medida de la dosis de neutrones. Estos detectores son dispositivos completamente pasivos que pueden almacenarse hasta que se necesite su uso. No requieren ningún aparato electrónico de medición o lectura. No obstante, para realizar las lecturas rutinarias de un gran número de detectores pueden utilizarse lectores automáticos informatizados.

II-44. Estos detectores son extremadamente sensibles a los neutrones, detectando por debajo de la escala de los milisieverts, y son completamente insensibles a la radiación gamma. Pueden fabricarse para diferentes umbrales de energía neutrónica, desde 100 keV a varios MeV, de forma que puede utilizarse un conjunto de detectores de burbuja con diferentes umbrales para una espectrometría neutrónica grosera. Sin embargo, estos detectores dependen significativamente de la temperatura ambiente, y sus rangos de energía y de dosis son limitados, por lo que podrían necesitarse varios dosímetros con diferentes sensibilidades para abarcar el rango de dosis requerido.

Dosímetros neutrónicos personales de alarma

II-45. Los dosímetros neutrónicos personales con alarma pueden suministrar a su portador una indicación del equivalente de dosis neutrónica. Estos detectores se basan en varias técnicas, a saber:

- a) Un contador para medir protones de retroceso;
- b) Un detector de ^3He en un pequeño moderador de polietileno con un blindaje de neutrones térmicos;
- c) El principio del contador Rossi, con un microprocesador para convertir los recuentos en dosis absorbida o equivalente de dosis [II-15];
- d) Un detector de silicio de barrera de superficie para detectar iones de retroceso de irradiadores de polietileno y ^{10}B [II-16].

REFERENCIAS DEL ANEXO II

- [II-1] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Personnel Dosimetry Systems for External Radiation Exposures, Colección de Informes Técnicos N° 109, OIEA, Viena (1970).
- [II-2] HARVEY, J.R., BATES, J.R. MACKFARLINE, B., “An assessment of a commercial individual dosimeter suitable for low penetrating radiation”, Personnel Radiation Dosimetry, Knoxville, 1984, CONF-841003.
- [II-3] PROKI, M.S., Beta dosimetry with newly developed graphite mixed TL detectors, Phys. Med. Biol. **30** 4 (1985) 323-329.
- [II-4] CHRISTENSEN P., Review of personnel monitoring technique for the measurement of absorbed dose from external beta and low energy photon radiation, Rad. Prot. Dosim. **14** (1986) 127-135.
- [II-5] PIESCH, E., BURGHARDT, B., “Albedo neutron dosimetry”, Neutron Dosimetry in Radiation Protection (ING, H., PIESCH, I., Eds), Nuclear Technology Publishing, Ashford (1985) 175-188.
- [II-6] BURGHARDT, B. ROBER, H.G, PIESCH, E., Phosphate glass energy compensation filters for the measurement of operational dose quantities, Rad. Prot. Dosim. **6** (1983) 287-289.
- [II-7] MARSHALL, T.O., POOK, E.A., BARTLETT, D.T., HALLAM, J., “An approved personal dosimetry service based on an electronic dosimeter”, documento presentado en la Conferencia Internacional de la Asociación Internacional de Protección Radiológica, Montreal, 17-22 de mayo de 1992.
- [II-8] LACOSTE, F., LUCAS, M., Le système Dasicard, Radioprotection **28** 1 (1993) 77-81.
- [II-9] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, Rad. Prot. Dosim. **10** 1-4 (1985).

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

- [II-10] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., “Etch track detectors”, Radiation Dosimetry: The Dosimetry of Ionizing Radiation, Vol. III (KASE, K.R., BJARNGARD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, Nueva York (1990) Capítulo 4.
- [II-11] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Colección de Informes de Seguridad N° 252, OIEA, Viena (1985).
- [II-12] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry: II. Characteristics of different detection systems, Rad. Prot. Dosim. **10** 1–4 (1985).
- [II-13] PIESCH E., BURGKHARDT, B., “LiF albedo dosimeters for personnel monitoring in fast neutron radiation fields”, Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes (Actas Simp. Viena, 1972), Vol. 2, OIEA, Viena (1973) 31–35.
- [II-14] ING, H., The status of the bubble damage polymer detector, Nuclear Tracks and Radiation Measurement, Part D, **12** 1 a 6 (1986) 49–54.
- [II-15] BORDY, J.M., BARTHE, J., BOUTRUCHE, B., SEGUR, P., A new proportional counter for individual neutron dosimetry, Rad. Prot. Dosim. **54** 3–4 (1994) 369–372.
- [II-16] BARTHE, J., et al., New devices for individual neutron dosimetry, Rad. Prot. Dosim. **54** (1994) 365–368.

Anexo III

INSTRUMENTACIÓN PARA LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA DEL LUGAR DE TRABAJO

INTRODUCCIÓN

III-1. Los monitores del lugar de trabajo están concebidos principalmente para suministrar información sobre las tasas de dosis dentro del lugar de trabajo y así permitir la toma de decisiones sobre su ocupación. Se precisa conocer las tasas de equivalente de dosis en las diferentes áreas de trabajo para evaluar y controlar la exposición ocupacional, mientras los trabajadores permanezcan en un área particular o antes de ser admitidos en ella. Generalmente se utilizan monitores de tasa de dosis, aunque tal vez no sea necesario en aquellos lugares donde las tasas de dosis no varíen significativamente con el tiempo.

III-2. Los monitores de área fijos a menudo están equipados con pantallas de visualización a distancia y alarmas audibles. Aparte de algunas diferencias técnicas, sus detectores y métodos de operación son similares a los equipos de medición portátiles. Desde un punto de vista práctico, la instrumentación para la vigilancia de áreas puede dividirse en las clases siguientes:

- a) Instrumentos para fotones;
- b) Instrumentos para partículas beta y fotones de baja energía;
- c) Instrumentos para neutrones;
- d) Monitores gamma pasivos;
- e) Equipos de medición pasivos para neutrones;
- f) Sistemas de espectrometría.

El análisis completo de los métodos de vigilancia puede encontrarse en las Refs. [III-1, III-2].

INSTRUMENTOS PARA FOTONES (GAMMA Y RAYOS X)

Cámaras de ionización

III-3. Los equipos de medición portátiles y algunos equipos fijos utilizan cámaras con paredes de un material de bajo número atómico llenas de aire en equilibrio con

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

la atmósfera. Antiguamente se diseñaban para medir la exposición, si bien la mayoría de los diseños actuales se orientan a la medición del equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ y con frecuencia del equivalente de dosis direccional $H^*(0,07)$.

III-4. Estos equipos se basan principalmente en la medición de la magnitud de la exposición. Sus diseños se han modificado con la adición de aluminio dentro de la cámara para mejorar la respuesta por debajo de 150 keV, y de aluminio sobre la tapa o cubierta para proporcionar una reducción adecuada en la respuesta por debajo de unos 40 keV [III-3].

III-5. Los equipos manuales que se usan en los niveles normales de dosis profesionales (es decir, a pocos $\mu\text{Sv/h}$) tienen generalmente volúmenes de cámara en la escala de 300 a 700 cm^3 . Los instrumentos fijos diseñados para su utilización donde no se esperan fotones de baja energía y radiación beta significativos, están constituidos a menudo por cámaras grandes (del orden de los 5 L) con paredes de acero y llenas de argón a alta presión, las cuales poseen un gran margen dinámico útil, desde más o menos 0,1 $\mu\text{Sv/h}$ hasta del orden de 1 Sv/h.

Contadores Geiger-Müller (GM)

III-6. Los contadores GM son comunes para usos en campos de rayos X y gamma. Producen grandes impulsos que pueden contarse y procesarse fácilmente. Sin embargo, su margen dinámico está limitado debido a las pérdidas por tiempo muerto a tasas de recuento altas. Se debe tener cuidado para asegurar que en caso de un sobreexceso en la tasa de dosis, la indicación de la respuesta no retroceda situándose sobre la escala; ésta es una prueba fundamental que debe realizarse durante la prueba tipo.

III-7. Los contadores GM tienen una eficiencia de detección fotónica de alrededor del 0,5%, que se mantiene constante en un amplio rango de energías, lo que significa que la respuesta del equivalente de dosis ambiental es independiente de la energía. Pueden diseñarse filtros eficaces que permiten un buen funcionamiento energético angular para $H^*(10)$ por encima de alrededor de 50 keV en detectores con paredes de acero y de 15 keV en detectores con ventana.

III-8. Debe señalarse que el uso de contadores GM en campos de radiación pulsantes puede conducir a subestimaciones importantes de la cantidad de radiación medida. Por esta razón, hay que extremar las precauciones en la vigilancia con contadores GM o, por supuesto, con cualquier detector de recuento de impulsos en este tipo de campos.

Detectores de centelleo

III-9. Los centelleadores orgánicos, cuando se emplean para medir la tasa de exposición o la tasa de kerma en aire, presentan un número atómico efectivo lo suficientemente próximo al aire como para requerir poca corrección de la dependencia energética, excepto a energías por debajo de 0,1 MeV. En el antraceno, por ejemplo, la respuesta por unidad de kerma cae, debido fundamentalmente a que sólo son irradiadas las capas exteriores del cristal. Con la incorporación de una pequeña cantidad de material de número atómico alto delante del cristal puede corregirse parcialmente esta caída de la respuesta. Los equipos que se encuentran en el mercado permiten la medición de fotones por encima de 20 keV.

III-10. Los detectores de centelleo [III-4] pueden emplearse para todo tipo de vigilancia de las radiaciones X y gamma. En campos de radiación relativamente débiles, aunque las partes electrónicas de los instrumentos hagan que su tamaño global sea similar al de las cámaras de ionización, el volumen de detección puede ser mucho más pequeño. Aunque un cristal de 1 cm³ resulta a menudo suficiente, la mayor sensibilidad de cristales mayores permite su uso para medidas de tasas de dosis del fondo natural.

III-11. Los cristales de NaI(Tl), ampliamente usados en espectroscopía gamma, constituyen unos detectores muy sensibles. No obstante, su respuesta es muy dependiente de la energía, por lo que no pueden utilizarse detectores sencillos para hacer mediciones precisas de magnitudes dosimétricas; sin embargo, pueden emplearse equipos que utilicen técnicas espectrométricas, que resultan muy sensibles.

Contadores proporcionales

III-12. La sensibilidad de los contadores proporcionales es superior a la de las cámaras de ionización, debido a la multiplicación gaseosa. Los contadores proporcionales pueden emplearse como detectores de impulsos o como detectores de corriente continua, ya que permiten la medición de tasas de dosis de fotones desde 1 mSv/h hasta 10 Sv/h. Las principales ventajas de los contadores proporcionales comerciales son su alta sensibilidad, gran margen de tasa de dosis y baja dependencia energética. Sin embargo, requieren una alimentación estable de alta tensión y son mucho más caros que las cámaras de ionización o los instrumentos basados en GM.

Semiconductores

III-13. Las tasas de dosis pueden medirse con diodos de silicio utilizados como generadores de impulsos (a bajas tasas de dosis) o como generadores de

fotocorriente (a tasas altas). El silicio tiene un número atómico mayor que el tejido y de ahí que sea necesario, tanto en el modo de corriente como en el de impulsos, emplear filtros de compensación energética apropiados para la magnitud de interés. Estos filtros limitan inevitablemente el umbral de bajas energías.

INSTRUMENTOS PARA RADIACIÓN BETA Y RADIACIÓN DE FOTONES DE BAJAS ENERGÍAS

Cámaras de ionización

III-14. Interesa poder medir las tasas de equivalente de dosis debidas a radiación beta (o rayos X de baja energía) y a fotones. La medida puede hacerse con un solo detector (cámara de ionización) que, en este caso, está provisto de una ventana practicable. Cuando está cerrada, puede medirse la componente fuertemente penetrante (es decir, fotones con energías por encima de aproximadamente 20 keV). Con la ventana abierta, se miden ambas componentes, y la componente débilmente penetrante (partículas beta y fotones de baja energía) del equivalente de dosis se calcula por sustracción.

III-15. La mayoría de las mediciones de radiación beta (y fotones de baja energía) se realizan con pequeñas cámaras de ionización portátiles que también pueden utilizarse para la medición de rayos X y gamma. Un lado de la cámara consta de una lámina fina de plástico conductora que se cubre, para la medición de fotones, con un trozo de material equivalente a 1 cm de tejido. La cubierta más gruesa se retira para la medición de radiación beta [III-5]. Otro modelo para mediciones beta consta de la pared entera delgada. Esta cámara puede no ser adecuada para la medición del equivalente de dosis direccional.

III-16. Las paredes de las cámaras de ionización utilizadas para la medición de la radiación beta deben hacerse de materiales similares en composición al tejido. No obstante, una composición exacta no es tan importante en el caso de los electrones como lo es en el caso de las cámaras de ionización para rayos X o radiación gamma; en el caso de los electrones, la función de las paredes es simplemente la de simular la absorción y la retrodispersión en el cuerpo. Las consideraciones anteriores señaladas para las cámaras de ionización gamma en relación con el tamaño, la sensibilidad, el tiempo de respuesta y los métodos de lectura también son aplicables a las mediciones de radiación beta [III-5].

Contadores GM

III-17. Los instrumentos de medición de fotones, basados en contadores GM con ventanas delgadas o paredes finas, también se usan a veces para detectar radiación beta. Si el contador posee una cubierta que sea suficientemente gruesa para detener la radiación beta, puede utilizarse la diferencia entre las lecturas con cubierta y sin ella para distinguir entre las radiaciones gamma y beta. En particular los detectores GM con ventana delgada en su extremo tienen una dependencia energética aceptable para la vigilancia de la tasa de dosis beta en el lugar de trabajo y tienen la ventaja adicional de su pequeño tamaño para una tasa de dosis útil mínima.

Centelleadores

III-18. Para la determinación de $H\phi(0,07)$ puede obtenerse un buen equipo de medición de tasa de dosis beta utilizando un centelleador delgado ($3-4 \text{ mg/cm}^2$), recubierto por una ventana de plástico opaco a la luz de espesor similar. Puede emplearse en modo de recuento de impulsos a bajas tasas de dosis, comportándose de forma similar a un detector GM, o en modo de corriente, a altas tasas de dosis. Estos centelleadores no son de uso rutinario, sino para aplicaciones especiales.

Detectores semiconductores

III-19. Los detectores semiconductores que funcionan en modo de corriente media pueden emplearse para medir altas tasas de dosis. Su delgada capa de detección los hace útiles para la dosimetría beta. Para la evaluación de $H\phi(0,07)$ en mediciones beta y de fotones de baja energía son viables los diodos de silicio con una capa sensible delgada, aunque su respuesta a la radiación gamma es mayor que a la radiación beta porque el número atómico efectivo del detector es demasiado alto. Estos detectores no se utilizan normalmente en protección radiológica operacional.

INSTRUMENTOS PARA NEUTRONES

Instrumentos de medición basados en un moderador

III-20. Los instrumentos de medición basados en un moderador son los más comunes en la vigilancia de los campos de neutrones [III-6, III-7]. Están compuestos por un moderador de hidrógeno y un detector de neutrones térmicos. El moderador atenúa la energía de los neutrones y los neutrones termalizados se detectan con detectores del tipo contador proporcional rellenos de gas BF_3 o gas ^3He , o centelleadores

La publicación GSG-7 sustituye a la presente publicación.

de ${}^6\text{Li}$. Los neutrones se detectan por las reacciones ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$, ${}^3\text{He}(n,p){}^3\text{H}$ o ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{He}$, las cuales tienen tan altos valores de Q que puede lograrse una buena discriminación de la radiación gamma. Eligiendo un espesor adecuado del moderador, o variando el espesor de pared, la mezcla y la presión del gas, puede ajustarse la respuesta a los neutrones para obtener un resultado proporcional a la dosis o al equivalente de dosis. Mediante una espectrometría grosera de neutrones puede obtenerse el análisis matemático de las respuestas de un grupo de esferas moderadoras de diámetros diferentes [III–8]. Se han calculado las respuestas de diferentes instrumentos de neutrones moderados a campos neutrónicos operacionales [III–9].

III–21. Termalizando los neutrones en un moderador de hidrógeno, Anderson y Braun [III–10] produjeron un instrumento con una respuesta de equivalente de dosis aproximadamente independiente de la energía para neutrones de hasta 10 MeV, empleando un contador proporcional de BF_3 rodeado de un blindaje de cadmio perforado en un moderador cilíndrico, el cual estaba afectado de alguna anisotropía en su respuesta (un factor de dos o más). La anisotropía ha sido superada en gran medida utilizando un moderador esférico de polietileno de 20 a 30 cm de diámetro, si bien a expensas de la respuesta energética. Como variantes de los contadores proporcionales se emplean los centelleadores de ${}^6\text{Li}$ y los contadores proporcionales de ${}^3\text{He}$. La característica principal de todos estos instrumentos es una respuesta sobredimensionada a los neutrones de energía intermedia.

III–22. Otro tipo de instrumento [III–11] emplea dos esferas moderadoras (de 107 y 64 mm de diámetro) en un conjunto único para producir un instrumento que pesa 3 kg y que abarca la escala de dosis equivalente de 20 a 200 mSv/h, con una respuesta energética de $\pm 30\%$ alrededor del margen energético de energías térmicas hasta 10 MeV. La respuesta de la esfera más grande se corrige utilizando la relación entre las tasas de recuento de las dos esferas, que varía entre 0,15 y 0,8 para los espectros neutrónicos observados. La corrección correspondiente, que varía de 1 a 30, la efectúa automáticamente el instrumento.

Cámaras de ionización

III–23. Las cámaras de ionización se desarrollaron inicialmente para medir la exposición a los rayos X y a la radiación gamma. Sin embargo, si se introduce hidrógeno en las paredes y en el gas, pueden resultar más sensibles a los neutrones. Como también son sensibles a los fotones, se necesita disponer de una segunda cámara que sea relativamente insensible a los neutrones (por ejemplo con paredes de grafito y una mezcla de gas CO_2 , o paredes de aluminio y gas argón) para corregir la radiación gamma que siempre acompaña a los neutrones. Las cámaras de ionización equivalentes al tejido miden la dosis absorbida neutrónica, no el equivalente de dosis.

Debido a que su respuesta a las radiaciones gamma por unidad de dosis es similar a la de los neutrones, no es posible discriminar eficazmente entre los dos tipos de radiación y por ello las cámaras de ionización no son particularmente útiles para la vigilancia de los neutrones, excepto en caso de campos pulsantes. Pueden emplearse pequeñas cámaras de ionización equivalentes al tejido en dosímetros personales con alarma.

Otros instrumentos para neutrones

III-24. Existen otros métodos para la detección de neutrones de aplicación en casos especiales, que no son aplicables generalmente en la protección radiológica rutinaria.

Contadores proporcionales de protones de retroceso

III-25. Los contadores proporcionales de protones de retroceso están revestidos por lo general con polietileno y rellenos bien con etileno (C_2H_4) o con ciclopropano (C_3H_6) a presiones del orden de los 100 kPa. Su espesor de pared se escoge a base de cálculos de la relación entre energía y rango de variación, por lo que el sistema satisface los requisitos del principio de Bragg-Gray. Los espectros de los protones de retroceso se analizan matemáticamente para deducir el espectro de los neutrones incidentes, y la información espectral puede emplearse entonces para determinar el equivalente de dosis ambiental. El rango práctico de variación de energía de estos sistemas oscila entre 10 keV y 1,5 MeV.

Contador proporcional del tipo Rossi

III-26. Los contadores proporcionales de material equivalente al tejido se emplean para medir la TLE de la energía depositada, además de la dosis. La TLE puede entonces utilizarse con la relación $Q-L$ definida por la CIPR (véase el Cuadro I-2) para determinar el factor de calidad medio Q que puede introducirse en la electrónica del instrumento, para la conversión en equivalente de dosis. Estos instrumentos pueden usarse también para mediciones en campos mixtos de radiación.

Centelleadores

III-27. Los detectores de centelleo orgánico proporcionan un método potencialmente sencillo de espectrometría y dosimetría neutrónica, ya que pueden fabricarse con materiales equivalentes al tejido y son de pequeño volumen. Sin embargo, existen dos inconvenientes principales. El primero, que la eficiencia de centelleo para la producción de luz es baja, requiriéndose 1 a 2 keV para producir un fotoelectrón en la primera etapa de un tubo fotomultiplicador. El segundo, que son muy sensibles a

las radiaciones gamma; requieren tres veces más energía para producir un fotoelectrón de un protón de retroceso que de un fotón gamma, y diez veces más que para una partícula alfa. No obstante, pueden emplearse discriminadores de impulsos para separar los sucesos producidos por partículas cargadas pesadas de los producidos por electrones. Además, la relación entre la energía del protón de retroceso y la magnitud del impulso de la luz no es lineal, aunque esto puede corregirse en un espectrómetro de neutrones en el análisis matemático. Estas limitaciones restringen el rango de variación energético del detector hasta unos 0,2 a 20 MeV.

Detectores semiconductores

III-28. Los detectores semiconductores son normalmente de silicio y germanio, y no se utilizan directamente en la medición de los neutrones. Sin embargo, pueden emplearse en espectrómetros de neutrones para medir partículas secundarias como los protones, los tritones y las partículas alfa producidas en láminas conversoras de borato de litio, boro, ${}^6\text{LiF}$, polietileno y policarbonato. Son pequeños y sensibles (así, el rendimiento de ionización es unas diez veces mayor que el de las cámaras de ionización) y su densidad es unas mil veces la del gas de una cámara.

Monitores de área de neutrones pasivos

III-29. Los detectores activos son inapropiados para mediciones en campos neutrónicos con tasas de dosis gamma extremadamente altas o en campos en que se producen impulsos intensos (alrededores de un acelerador), por su saturación electrónica. Para estas aplicaciones se usan a menudo dispositivos pasivos como detectores de grabado de trazas, láminas de activación o detectores DTL, que se usan normalmente como detectores de neutrones térmicos centrados en el moderador. Los detectores de grabado de trazas y las láminas de activación (por ejemplo, de oro o de indio) proporcionan una discriminación gamma excelente junto con una sensibilidad neutrónica alta.

III-30. Una técnica muy atractiva emplea láminas de policarbonato en contacto con el boro para que la reacción (n,α) produzca trazas, que pueden evidenciarse por medio del grabado electroquímico. El límite de sensibilidad es de alrededor de 1 mSv y, por ende, la técnica puede aplicarse a la medición de la radiación de fondo.

REFERENCIAS DEL ANEXO III

- [III-1] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, Report No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).
- [III-2] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., "Radiation protection dosimetry", Radiation Dosimetry, Vol. III: Sources, Fields, Measurements and Applications, 2nd edn (ATTIX, F.H., TOCHILIN E., Eds), Academic Press, Nueva York (1969) Capítulo 28.
- [III-3] BURGESS, P.H., Modifications to the Eberline RO2 ionisation chamber survey instrument for the quantities ambient and direction dose equivalent, Rad. Prot. Dosim. **15** 4 (1986) 237–243.
- [III-4] RAMM, W.J., "Scintillation detectors", Radiation Dosimetry, Vol. 2: Instrumentation, 2nd edn, (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, Nueva York (1966), Capítulo 11.
- [III-5] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The design of ionisation chamber instruments for the monitoring of weakly penetrating radiation, Rad. Prot. Dosim. **39** 3 (1991) 157–160.
- [III-6] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Colección de Informes Técnicos N° 252, OIEA, Viena (1985).
- [III-7] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, Rad. Prot. Dosim. **10** (1985) 11–120.
- [III-8] BRAMBLETT, R.L., EWING, R.K., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, Nucl. Instrum. Methods **9** (1960) 1.
- [III-9] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Colección de Informes Técnicos N° 318, OIEA, Viena (1990).
- [III-10] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., "A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV and 10 MeV", Neutron Dosimetry (Actas Simp. Harwell, 1962), Vol. 2, OIEA, Viena (1963).
- [III-11] MOURGUES, M., CAROSI, J.C., PORTAL, G., "A light REM-counter of advanced technology", Neutron Dosimetry (Actas Simp. Munich, 1984), Rep. EUR 9762, Vol. 2, Comisión Europea, Luxemburgo (1984).

Anexo IV

**CONDICIONES DE REFERENCIA Y
CONDICIONES DE PRUEBA NORMALIZADA**

IV-1. La Comisión Electrotécnica Internacional (CEI) especifica las condiciones de referencia y las condiciones de prueba normalizada para las pruebas tipo de los sistemas dosimétricos [IV-1]. Se resumen las mismas en el Cuadro IV-I.

CUADRO IV-1. PARÁMETROS RADIOLÓGICOS

Magnitud de influencia	Condiciones de referencia	Condiciones de prueba normalizada (salvo indicación contraria)
Radiación fotónica	$^{137}\text{Cs}^a$	$^{137}\text{Cs}^a$
Radiación neutrónica	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$
Radiación beta	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$
Maniquí (solo en caso de dosímetros personales)	Bloque de 30 cm × 30 cm × 15 cm de tejido CIUMR (para dosímetros corporales)	Maniquí ISO de bloque de agua
	Cilindro circular recto de tejido CIUMR con 73 mm de diámetro y 300 mm de longitud (para dosímetros de muñeca y tobillo)	Maniquí ISO de cilindro de agua
	Cilindro circular recto de tejido CIUMR de 19 mm de diámetro y 300 mm de longitud (para dosímetros de dedo)	Maniquí ISO de varilla PMMA
Ángulo de incidencia de la radiación	Dirección de la calibración dada por el fabricante	Dirección indicada ±5°
Orientación del conjunto	A constatar por el fabricante	Orientación indicada ±5°
Controles del conjunto	Fijados para operación normal	Fijados para operación normal
Contaminación por elementos radiactivos	Despreciable	Despreciable

CUADRO IV-1. (cont.)

Magnitud de influencia	Condiciones de referencia	Condiciones de prueba normalizada (salvo indicación contraria)
Fondo de radiación	Tasa de equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ 0,1 $\mu\text{Sv/h}$ o menor si es posible	Tasa equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ inferior a 0,25 $\mu\text{Sv/h}$
Temperatura ambiente	20°C	18–22°C ^{b,c}
Humedad relativa	65%	50–75% ^{b,c}
Presión atmosférica	101,3 kPa	86–106 kPa ^{b,c}
Tiempo de estabilización	15 min	>15 min
Voltaje de alimentación	Voltaje de alimentación nominal	Voltaje de alimentación nominal $\pm 3\%$
Frecuencia ^d	Frecuencia nominal	Frecuencia nominal $\pm 1\%$
Suministro de CA	Sinusoidal	Sinusoidal con una distorsión total de la forma armónica de la onda inferior al 5% ^d
Campo electromagnético de origen externo	Despreciable	Inferior al valor más bajo que produce interferencia
Inducción magnética de origen externo	Despreciable	Inferior al doble del valor de la inducción debida al campo magnético terrestre
Controles del conjunto	Fijados para la operación normal	Fijados para la operación normal

^a Puede usarse otra calidad de radiación si es más apropiado.

^b Deberán indicarse los valores reales de estas magnitudes en el momento de la prueba.

^c Los valores del cuadro están fijados para calibraciones realizadas en climas templados. En otros climas se establecerán los valores reales de las magnitudes en el momento de la calibración. De igual forma, puede permitirse un límite de presión inferior de 70 cmHg cuando tengan que emplearse instrumentos en alturas mayores.

^d Sólo para conjuntos que operan desde los abastecimientos de electricidad principales.

REFERENCIA DEL ANEXO IV

[IV-1] COMISIÓN ELECTROTÉCNICA INTERNACIONAL, Draft Standard: Direct Reading Personal Dose Equivalent and/or Dose Equivalent Rate for X, Gamma and High Energy Beta Radiation, Rep. IEC/SC 45B (CO)94, CEI, Ginebra (1989).

Anexo V

**DATOS RELATIVOS A PRUEBAS TIPO DE
DOSÍMETROS PERSONALES Y DE MONITORES DE ÁREA
EN FUNCIÓN DE MAGNITUDES OPERACIONALES**

V-1. En las pruebas tipo de los sistemas dosimétricos se necesitan una serie de datos de referencia para relacionar las magnitudes dosimétricas operacionales con magnitudes físicas tales como la fluencia de partículas y el kerma, a efectos de corregir las medidas de las magnitudes operacionales con respecto al ángulo de incidencia de la radiación y para especificar las características de las radiaciones de referencia recomendadas por la ISO [V-1 a V-3]. En los Cuadros V-1 a V-8 y en las Figs. V-1 y V-2 de este Anexo se reproduce una selección de los datos a los que se hace referencia en el texto principal.

CUADRO V-1. COEFICIENTES DE CONVERSIÓN DE KERMA EN AIRE A $H_p(10,0^\circ)$ EN UN BLOQUE CIUMR Y FACTORES DE DEPENDENCIA ANGULAR (FOTONES) [V-4]

Energía de los fotones (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Relación $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ para los ángulos α indicados					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,010	0,009	1,000	0,889	0,556	0,222	0,000	0,000
0,0125	0,098	1,000	0,929	0,704	0,388	0,102	0,000
0,015	0,264	1,000	0,966	0,822	0,576	0,261	0,030
0,0175	0,445	1,000	0,971	0,879	0,701	0,416	0,092
0,020	0,611	1,000	0,982	0,913	0,763	0,520	0,167
0,025	0,883	1,000	0,980	0,937	0,832	0,650	0,319
0,030	1,112	1,000	0,984	0,950	0,868	0,716	0,411
0,040	1,490	1,000	0,986	0,959	0,894	0,760	0,494
0,050	1,766	1,000	0,988	0,963	0,891	0,779	0,526
0,060	1,892	1,000	0,988	0,969	0,911	0,793	0,561
0,080	1,903	1,000	0,997	0,970	0,919	0,809	0,594
0,100	1,811	1,000	0,992	0,972	0,927	0,834	0,612

CUADRO V-1. (cont.)

Energía de los fotones (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Relación $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ para los ángulos α indicados					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,125	1,696	1,000	0,998	0,980	0,938	0,857	0,647
0,150	1,607	1,000	0,997	0,984	0,947	0,871	0,677
0,200	1,492	1,000	0,997	0,991	0,959	0,900	0,724
0,300	1,369	1,000	1,000	0,996	0,984	0,931	0,771
0,400	1,300	1,000	1,004	1,001	0,993	0,955	0,814
0,500	1,256	1,000	1,005	1,002	1,001	0,968	0,846
0,600	1,226	1,000	1,005	1,004	1,003	0,975	0,868
0,800	1,190	1,000	1,001	1,003	1,007	1,987	0,892
1,0	1,167	1,000	1,000	0,996	1,009	0,990	0,910
1,5	1,139	1,000	1,002	1,003	1,006	0,997	0,934
3,0	1,117	1,000	1,005	1,010	0,998	0,998	0,958
6,0	1,109	1,000	1,003	1,003	0,992	0,997	0,995
10,0	1,111	1,000	0,998	0,995	0,989	0,992	0,966

CUADRO V-2. COEFICIENTES DE CONVERSIÓN DE KERMA EN AIRE A $H_p(0,07,0^\circ)$ EN UN BLOQUE CIUMR Y FACTORES DE DEPENDENCIA ANGULAR (FOTONES) [V-4]

Energía de los fotones (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Relación $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ para los ángulos α indicados					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,005	0,750	1,000	0,991	0,956	0,895	0,769	0,457
0,010	0,947	1,000	0,996	0,994	0,987	0,964	0,904
0,015	0,981	1,000	1,000	1,001	0,994	0,992	0,954
0,020	1,045	1,000	0,996	0,996	0,987	0,982	0,948
0,030	1,230	1,000	0,990	0,989	0,972	0,946	0,897
0,040	1,444	1,000	0,994	0,990	0,965	0,923	0,857
0,050	1,632	1,000	0,994	0,979	0,954	0,907	0,828
0,060	1,716	1,000	0,995	0,984	0,961	0,913	0,837

CUADRO V-2. (cont.)

Energía de los fotones (MeV)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	Relación $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ para los ángulos α indicados					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,080	1,732	1,000	0,994	0,991	0,966	0,927	0,855
0,100	1,669	1,000	0,993	0,990	0,973	0,946	0,887
0,150	1,518	1,000	1,001	1,005	0,995	0,977	0,950
0,200	1,432	1,000	1,001	1,001	1,003	0,997	0,981
0,300	1,336	1,000	1,002	1,007	1,010	1,019	1,013
0,400	1,280	1,000	1,002	1,009	1,016	1,032	1,035
0,500	1,244	1,000	1,002	1,008	1,020	1,040	1,054
0,600	1,220	1,000	1,003	1,009	1,019	1,043	1,057
0,800	1,189	1,000	1,001	1,008	1,019	1,043	1,062
1,000	1,173	1,000	1,002	1,005	1,016	1,038	1,060

CUADRO V-3. ESPECIFICACIONES PARA LAS RADIACIONES FOTÓNICAS DE REFERENCIA DE LA ISO, SERIES DE ESPECTRO ESTRECHO (RAYOS X Y RADIACION GAMMA) [V-1]

a) Radiación fluorescente

Energía media (keV)	Alto voltaje del tubo (kVp)	Filtración primaria total (g/cm ²)	Irradiador	Filtración secundaria (g/cm ²)
9,9	60	Al 0,135	Germanio	GdO 0,020
17,5	80	Al 0,27	Molibdeno	Zr 0,035
23,2	100	Al 0,27	Cadmio	Ag 0,053
25,3	100	Al 0,27	Estaño	Ag 0,071
31,0	100	Al 0,27	Cesio	TeO ₂ 0,132

b) Rayos X filtrados

Energía media ^a (keV)	Resolución R_e (%)	Potencial constante ^b (kV)	Filtración adicional ^c (mm)			Espesor de la capa de semirreducción (mm Cu)		Coeficiente de homogeneidad
			Pb	Sn	Cu	Primera	Segunda	
33	30	40	–	–	0,21	0,084	0,091	0,92
48	36	60	–	–	0,6	0,24	0,26	0,92
65	32	80	–	–	2,0	0,58	0,62	0,94
83	28	100	–	–	5,0	1,11	1,17	0,95
100	27	120	–	1,0	5,0	1,71	1,77	0,97
118	37	150	–	2,5	–	2,36	2,47	0,96
164	30	200	1,0	3,0	2,0	3,99	4,05	0,99
208	28	250	3,0	2,0	–	5,19	5,23	0,99
250	27	300	5,0	3,0	–	6,12	6,15	1,00

c) Radiación gamma

Energía (media) (keV)	Fuente gamma	Primera capa de semirreducción (mm Cu)
662	Cesio 137	10,3
1250	Cobalto 60	14,6

^a Valor de energía media adoptado con una tolerancia de $\pm 3\%$.

^b Potencial constante medido en carga.

^c La filtración total incluye, en cada caso, la filtración fija de 4 mm de aluminio.

CUADRO V-4. COEFICIENTES DE CONVERSIÓN DE KERMA EN AIRE A $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ EN UN BLOQUE CIUMR PARA LAS RADIACIONES FÓTONICAS DE REFERENCIA DE LA ISO [V-2]

Radiación de referencia ^a	Energía media (keV)	$H_p(10,\alpha)/K_a$ para los ángulos α indicados (Sv/Gy)				$H_p(0,07,\alpha)/K_a$ para los ángulos α indicados (Sv/Gy)			
		0°	20°	40°	60°	0°	20°	40°	60°
F-Ge	9,9	–	–	–	–	0,95	0,94	0,94	0,91
F-Mo	17,5	(0,44) ^b	(0,42) ^b	(0,34) ^b	(0,19) ^b	1,01	1,01	1,00	1,00
F-Cd	23,2	0,79	0,77	0,68	0,48	1,09	1,10	1,09	1,07
F-Sn	25,3	0,89	0,87	0,78	0,58	1,14	1,14	1,12	1,09
F-Cs	31,0	1,15	1,13	1,04	0,84	1,25	1,24	1,22	1,18
N-40	33	1,17	1,15	1,06	0,85	1,27	1,26	1,24	1,19
N-60	48	1,65	1,62	1,52	1,27	1,55	1,54	1,50	1,42
N-80	65	1,88	1,86	1,76	1,50	1,72	1,70	1,66	1,58
N-100	83	1,88	1,86	1,76	1,53	1,72	1,70	1,68	1,60
N-120	100	1,81	1,79	1,71	1,51	1,67	1,66	1,63	1,58
N-150	118	1,73	1,71	1,64	1,46	1,61	1,60	1,58	1,54
N-200	164	1,57	1,56	1,51	1,38	1,49	1,49	1,49	1,46
N-250	208	1,48	1,48	1,44	1,33	1,42	1,42	1,43	1,43
N-300	250	1,42	1,42	1,40	1,30	1,38	1,38	1,40	1,40
S-Cs	662	1,21	1,22	1,22	1,19	–	–	–	–
S-Co	1250	1,15	1,15	1,16	1,14	–	–	–	–

^a F – Series fluorescentes; N – Series de espectro estrecho, S – Fuentes de radionucleidos. El número indica el potencial del tubo.

^b Números entre paréntesis: Deben tomarse con precaución ya que las variaciones en la distribución energética pueden tener una influencia sustancial en los valores numéricos de los coeficientes de conversión.

CUADRO V-5. EQUIVALENTES DE DOSIS AMBIENTAL E INDIVIDUAL POR UNIDAD DE FLUENCIA NEUTRÓNICA, $H^*(10)/\Phi$ Y $H_{p,bloque}(10,\alpha)/\Phi$ PARA NEUTRONES MONOENERGÉTICOS QUE INCIDEN CON DISTINTAS GEOMETRÍAS EN LA ESFERA Y EL BLOQUE CIUMR [V-4]

Energía de los neutrones (MeV)	$H^*(10)/\Phi$ (pSv cm ²)	$H_p(10,\alpha)/\Phi$ (pSv cm ²) para los ángulos α indicados					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
$1,00 \times 10^{-9}$	6,60	8,19	7,64	6,57	4,23	2,61	1,13
$1,00 \times 10^{-8}$	9,00	9,97	9,35	7,90	5,38	3,37	1,50
$2,53 \times 10^{-8}$	10,6	11,4	10,6	9,11	6,61	4,04	1,73
$1,00 \times 10^{-7}$	12,9	12,6	11,7	10,3	7,84	4,70	1,94
$2,00 \times 10^{-7}$	13,5	13,5	12,6	11,1	8,73	5,21	2,12
$5,00 \times 10^{-7}$	13,6	14,2	13,5	11,8	9,40	5,65	2,31
$1,00 \times 10^{-6}$	13,3	14,4	13,9	12,0	9,56	5,82	2,40
$2,00 \times 10^{-6}$	12,9	14,3	14,0	11,9	9,49	5,85	2,46
$5,00 \times 10^{-6}$	12,0	13,8	13,9	11,5	9,11	5,71	2,48
$1,00 \times 10^{-5}$	11,3	13,2	13,4	11,0	8,65	5,47	2,44
$2,00 \times 10^{-5}$	10,6	12,4	12,6	10,4	8,10	5,14	2,35
$5,00 \times 10^{-5}$	9,90	11,2	11,2	9,42	7,32	4,57	2,16
$1,00 \times 10^{-4}$	9,40	10,3	9,85	8,64	6,74	4,10	1,99
$2,00 \times 10^{-4}$	8,90	9,84	9,41	8,22	6,21	3,91	1,83
$5,00 \times 10^{-4}$	8,30	9,34	8,66	7,66	5,67	3,58	1,68
$1,00 \times 10^{-3}$	7,90	8,78	8,20	7,29	5,43	3,46	1,66
$2,00 \times 10^{-3}$	7,70	8,72	8,22	7,27	5,43	3,46	1,67
$5,00 \times 10^{-3}$	8,00	9,36	8,79	7,46	5,71	3,59	1,69
$1,00 \times 10^{-2}$	10,5	11,2	10,8	9,18	7,09	4,32	1,77
$2,00 \times 10^{-2}$	16,6	17,1	17,0	14,6	11,6	6,64	2,11
$3,00 \times 10^{-2}$	23,7	24,9	24,1	21,3	16,7	9,81	2,85
$5,00 \times 10^{-2}$	41,1	39,0	36,0	34,4	27,5	16,7	4,78
$7,00 \times 10^{-2}$	60,0	59,0	55,8	52,6	42,9	27,3	8,10
$1,00 \times 10^{-1}$	88,0	90,6	87,8	81,3	67,1	44,6	13,7
$1,50 \times 10^{-1}$	132	139	137	126	106	73,3	24,2
$2,00 \times 10^{-1}$	170	180	179	166	141	100	35,5
$3,00 \times 10^{-1}$	233	246	244	232	201	149	58,5
$5,00 \times 10^{-1}$	322	335	330	326	291	226	102
$7,00 \times 10^{-1}$	375	386	379	382	348	279	139
$9,00 \times 10^{-1}$	400	414	407	415	383	317	171
$1,00 \times 10^0$	416	422	416	426	395	332	180
$1,20 \times 10^0$	425	433	427	440	412	355	210

CUADRO V-5. (cont.)

Energía de los neutrones (MeV)	$H^*(10)/\Phi$ (pSv cm ²)	$H_p(10,\alpha)/\Phi$ (pSv cm ²) para los ángulos α indicados					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
$2,00 \times 10^0$	420	442	438	457	439	402	274
$3,00 \times 10^0$	412	431	429	449	440	412	306
$4,00 \times 10^0$	408	422	421	440	435	409	320
$5,00 \times 10^0$	405	420	418	437	435	409	331
$6,00 \times 10^0$	400	423	422	440	439	414	345
$7,00 \times 10^0$	405	432	432	449	448	425	361
$8,00 \times 10^0$	409	445	445	462	460	440	379
$9,00 \times 10^0$	420	461	462	478	476	458	399
$1,00 \times 10^1$	440	480	481	497	493	480	421
$1,20 \times 10^1$	480	517	519	536	529	523	464
$1,40 \times 10^1$	520	550	552	570	561	562	503
$1,50 \times 10^1$	540	564	565	584	575	579	520
$1,60 \times 10^1$	555	576	577	597	588	593	535
$1,80 \times 10^1$	570	595	593	617	609	615	561
$2,00 \times 10^1$	600	600	595	619	615	619	570
$3,00 \times 10^1$	515						
$5,00 \times 10^1$	400						
$7,50 \times 10^1$	330						
$1,00 \times 10^2$	285						
$1,25 \times 10^2$	260						
$1,50 \times 10^2$	245						
$1,75 \times 10^2$	250						
$2,01 \times 10^2$	260						

CUADRO V-6. COEFICIENTES DE CONVERSIÓN DE REFERENCIA PARA ELECTRONES, INCIDENCIA NORMAL [V-4]

Energía de los electrones (MeV)	$H\psi(0,07,0^\circ)/\Phi$ (nSv cm ²)	$H\psi(3,0^\circ)/\Phi$ (nSv cm ²)	$H\psi(10,0^\circ)/\Phi$ (nSv cm ²)
0,07	0,221		
0,08	1,056		
0,09	1,527		
0,10	1,661		
0,1125	1,627		
0,125	1,513		
0,15	1,229		
0,20	0,834		
0,30	0,542		
0,40	0,455		
0,50	0,403		
0,60	0,366		
0,70	0,344	0,000	
0,80	0,329	0,045	
1,00	0,312	0,301	
1,25	0,296	0,486	
1,50	0,287	0,524	
1,75	0,282	0,512	0,000
2,00	0,279	0,481	0,005
2,50	0,278	0,417	0,156
3,00	0,276	0,373	0,336
3,50	0,274	0,351	0,421
4,00	0,272	0,334	0,447
5,00	0,271	0,317	0,430
6,00	0,271	0,309	0,389
7,00	0,271	0,306	0,360
8,00	0,271	0,305	0,341
10,00	0,275	0,303	0,330

CUADRO V-7. COEFICIENTES DE CONVERSIÓN DE KERMA EN AIRE K_a A EQUIVALENTE DE DOSIS AMBIENTAL $H^*(10)$ Y EQUIVALENTE DE DOSIS DIRECCIONAL $H\phi(0,07,0^\circ)$ (FOTONES) [V-4]

Energía de los fotones (MeV)	$H^*(10)/K_a$ (Sv/Gy)	$H\phi(0,07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)
0,01	0,008	0,95
0,015	0,26	0,99
0,020	0,61	1,05
0,030	1,10	1,22
0,040	1,47	1,41
0,050	1,67	1,53
0,060	1,74	1,59
0,080	1,72	1,61
0,100	1,65	1,55
0,150	1,49	1,42
0,200	1,40	1,34
0,300	1,31	1,31
0,400	1,26	1,26
0,500	1,23	1,23
0,600	1,21	1,21
0,800	1,19	1,19
1	1,17	1,17
1,5	1,15	1,15
2	1,14	1,14
3	1,13	1,13
4	1,12	1,12
5	1,11	1,11
6	1,11	1,11
8	1,11	1,11
10	1,10	1,10

CUADRO V-8. COEFICIENTES DE CONVERSIÓN DE KERMA EN AIRE A $H\phi(0,07,0^\circ)$ Y FACTORES DE DEPENDENCIA ANGULAR HASTA 180° (FOTONES) [V-4]

Energía de los fotones (MeV)	$H\phi(0,07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	$H\phi(0,07,\alpha)/H\phi(0,07,0^\circ)$ para los ángulos α indicados							
		0°	15°	30°	45°	60°	75°	90°	180°
0,005	0,76	1,00	0,96	0,87	0,79	0,41	0,00	0,00	0,00
0,010	0,95	1,00	0,99	0,98	0,98	0,96	0,89	0,19	0,00
0,020	1,05	1,00	1,00	0,99	1,00	1,00	0,98	0,54	0,00
0,030	1,22	1,00	0,99	0,99	0,99	0,98	0,94	0,62	0,00
0,050	1,53	1,00	0,99	0,98	0,98	0,97	0,92	0,69	0,02
0,100	1,55	1,00	0,99	0,99	0,99	0,98	0,94	0,77	0,05
0,150	1,42	1,00	0,99	0,99	0,99	0,99	0,97	0,87	0,07
0,300	1,31	1,00	1,00	1,00	1,00	1,02	1,00	0,89	0,10
0,662	1,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,89	0,18
1,25	1,16	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,30
2	1,14	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,39
3	1,13	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,46
5	1,11	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,91	0,54
10	1,10	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,94	0,63

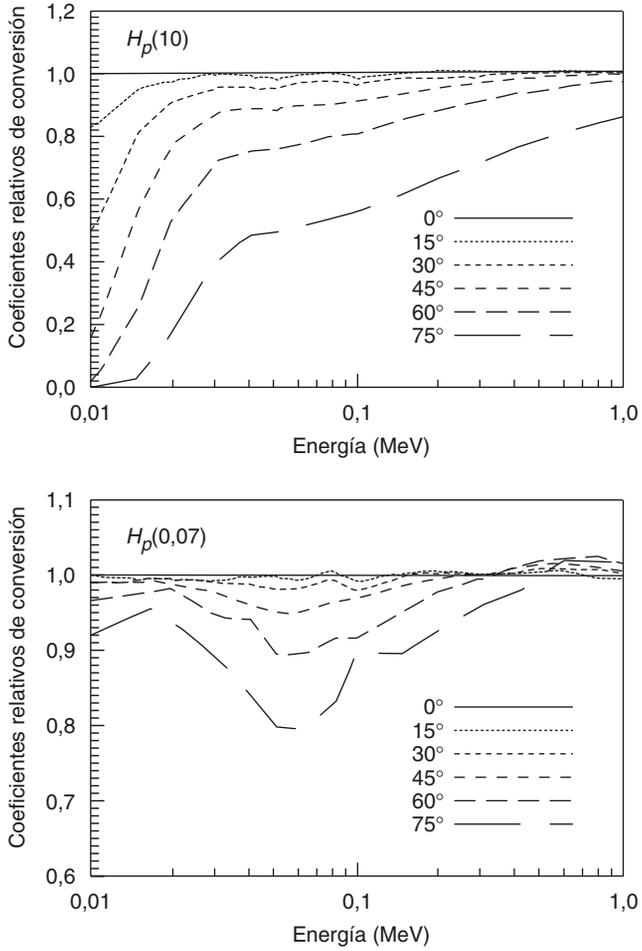


FIG. V-1. Dependencia angular de los coeficientes de conversión de fotones para $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ en un bloque CIUMR (Ref. [11]).

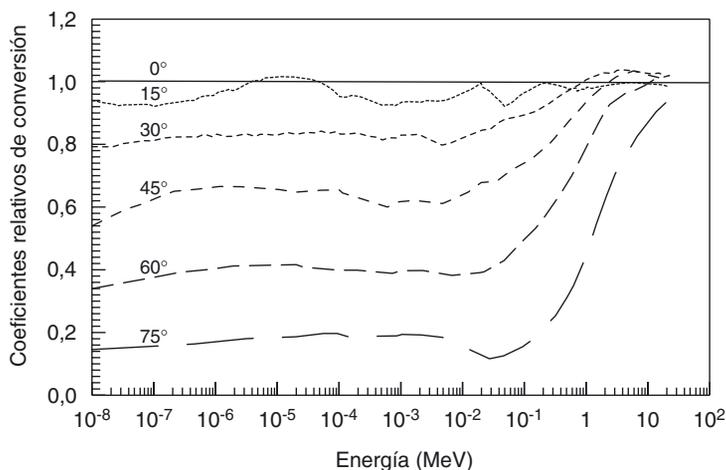


FIG. V-2. Dependencia angular de los coeficientes de conversión de neutrones para $H_p(10)$ en un bloque CIUMR (Ref. [11]).

REFERENCIAS DEL ANEXO V

- [V-1] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO, Ginebra (1996).
- [V-2] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Measurement of their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO, Ginebra (1998).
- [V-3] ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DE NORMALIZACIÓN X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO, Ginebra (1998).
- [V-4] COMISIÓN INTERNACIONAL DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, COMISIÓN INTERNACIONAL DE UNIDADES RADIOLÓGICAS Y MEDICIONES, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Rep. No. 57, Pergamon Press, Oxford y Nueva York (1997).

Anexo VI

EJEMPLOS DE NORMAS DE LA CEI PARA EQUIPOS DE VIGILANCIA DE LA RADIACIÓN

Número de publicación	Equipo
Equipo para la vigilancia de fotones y beta	
1018	Instrumentos portátiles de dosis y tasas de dosis de fotones y partículas beta de alta energía, empleados con fines de protección radiológica en caso de emergencia
532	Medidores fijos de tasa de dosis, conjuntos para alarma y monitores para radiaciones X o gamma de energías entre 50 keV y 7 MeV
846	Medidores de tasas de equivalente de dosis de radiación gamma, X y beta, y de equivalente de dosis para fines de protección radiológica
1017-1	Medidores de tasas de dosis de radiación gamma o X portátiles, móviles o fijos para la vigilancia ambiental – Parte 1: Medidores de tasas
1017-2	Parte 2: Conjuntos integradores
Dosimetría personal	
1066	Sistemas de dosimetría termoluminiscente para la vigilancia radiológica individual y ambiental
Equipo para la vigilancia de neutrones	
1005	Medidores portátiles de tasa de equivalente de dosis ambiental debidas a la radiación neutrónica para usos en protección radiológica
—	Equipo de lectura directa de equivalente de dosis individual y/o tasa de equivalente de dosis individual debidas a la radiación neutrónica

COLABORADORES EN LA REDACCIÓN Y EXAMEN

Desai, U.	Centro de Investigaciones Nucleares, India
Dietze, G.	Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Alemania
Griffith, R.V.	Organismo Internacional de Energía Atómica
Heinmiller, B.	Atomic Energy of Canada Limited, Canadá
Julius, H.W.	Radiological Service TNO, Países Bajos
Kraus, W.	Bundesamt für Strahlenschutz, Alemania
Lebedev, V.N.	Instituto de Física de Alta Energía, Federación de Rusia
Loesch, R.	Departamento de Energía, Estados Unidos de América
Marshall, T.O.	National Radiological Protection Board, Reino Unido
Massera, G.	Ente Nacional Regulador Nuclear, Argentina
Murakami, H.	Instituto de Investigaciones de Energía Atómica, Japón
Portal, G.	Commissariat à l'énergie atomique, Institut de protection et de sûreté nucléaire, Francia
Presley, J.	Atomic Energy Control Board, Canadá
Schmidt, R.	Organización Mundial de la Salud, Suiza
Simister, D.	Nuclear Installations Inspectorate, Reino Unido
Stather, J.	Junta Nacional de Protección Radiológica, Reino Unido
Swinth, K.L.	Pacific Northwest Laboratory, Estados Unidos de América
Temple, C.E.	Nuclear Installations Inspectorate, Reino Unido
Trousil, J.	National Personnel Dosimetry Ltd., República Checa
Wrixon, A.D.	Junta Nacional de Protección Radiológica, Reino Unido

ÓRGANOS ASESORES PARA LA APROBACIÓN DE LAS NORMAS DE SEGURIDAD

Comité Asesor sobre Normas de Seguridad Radiológica

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

Comisión Asesora sobre Normas de Seguridad

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