

Protección radiológica

Procedimientos para vigilar las dosis en el cristalino, la piel y las extremidades

(ISO 15382:2015)

Esta norma ha sido elaborada por el comité técnico
*CTN 73 Energía nuclear, tecnologías nucleares y
protección radiológica*, cuya secretaría desempeña
UNE.

UNE-EN ISO 15382

Protección radiológica
Procedimientos para vigilar las dosis en el cristalino, la piel y las extremidades
(ISO 15382:2015)

Radiological protection. Procedures for monitoring the dose to the lens of the eye, the skin and the extremities (ISO 15382:2015).

Radioprotection. Procédures pour la surveillance des doses au cristallin, à la peau et aux extrémités (ISO 15382:2015).

Esta norma es la versión oficial, en español, de la Norma Europea EN ISO 15382:2017, que a su vez adopta la Norma Internacional ISO 15382:2015.

Las observaciones a este documento han de dirigirse a:

Asociación Española de Normalización

Génova, 6
28004 MADRID-España
Tel.: 915 294 900
info@une.org
www.une.org
Depósito legal: M 22352:2018

© UNE 2018

Publicado por AENOR INTERNACIONAL S.A.U. bajo licencia de la Asociación Española de Normalización.

Reproducción prohibida

ICS 13.280

Versión en español

Protección radiológica
Procedimientos para vigilar las dosis en el cristalino, la piel y las extremidades
(ISO 15382:2015)

Radiological protection. Procedures for monitoring the dose to the lens of the eye, the skin and the extremities (ISO 15382:2015).

Radioprotection. Procédures pour la surveillance des doses au cristallin, à la peau et aux extrémités (ISO 15382:2015).

Strahlenschutz. Verfahren für die Überwachung der Dosis von Augenlinse, Haut und Extremitäten (ISO 15382:2015).

Esta norma europea ha sido aprobada por CEN el 2017-09-13.

Los miembros de CEN están sometidos al Reglamento Interior de CEN/CENELEC que define las condiciones dentro de las cuales debe adoptarse, sin modificación, la norma europea como norma nacional. Las correspondientes listas actualizadas y las referencias bibliográficas relativas a estas normas nacionales pueden obtenerse en el Centro de Gestión de CEN/CENELEC, o a través de sus miembros.

Esta norma europea existe en tres versiones oficiales (alemán, francés e inglés). Una versión en otra lengua realizada bajo la responsabilidad de un miembro de CEN en su idioma nacional, y notificada al Centro de Gestión de CEN/CENELEC, tiene el mismo rango que aquéllas.

Los miembros de CEN son los organismos nacionales de normalización de los países siguientes: Alemania, Antigua República Yugoslava de Macedonia, Austria, Bélgica, Bulgaria, Chipre, Croacia, Dinamarca, Eslovaquia, Eslovenia, España, Estonia, Finlandia, Francia, Grecia, Hungría, Irlanda, Islandia, Italia, Letonia, Lituania, Luxemburgo, Malta, Noruega, Países Bajos, Polonia, Portugal, Reino Unido, República Checa, Rumanía, Serbia, Suecia, Suiza y Turquía.



COMITÉ EUROPEO DE NORMALIZACIÓN
European Committee for Standardization
Comité Européen de Normalisation
Europäisches Komitee für Normung

CENTRO DE GESTIÓN: Rue de la Science, 23, B-1040 Brussels, Belgium

© 2017 CEN. Derechos de reproducción reservados a los Miembros de CEN.

Índice

Prólogo europeo	6
Declaración.....	6
Prólogo	7
0 Introducción.....	8
1 Objeto y campo de aplicación.....	8
2 Normas para consulta	9
3 Términos y definiciones.....	9
4 Vigilancia individual.....	9
4.1 Cantidades.....	9
4.2 Límite de dosis y vigilancia de niveles	10
4.3 Periodo de vigilancia.....	10
4.4 Vigilancia de extremidades, piel y cristalino	11
4.5 Incertidumbres	11
4.6 Características de los campos de radiación	12
5 Evaluación de los niveles de dosis antes de la vigilancia rutinaria.....	12
5.1 Generalidades.....	12
5.2 Indicaciones de mediciones en el lugar de trabajo	13
5.3 Indicaciones para la dosimetría de todo el cuerpo	13
5.4 Indicaciones de datos bibliográficos	14
5.5 Indicaciones para simulaciones	14
5.6 Indicaciones de mediciones de confirmación	14
6 Dosimetría personal.....	15
6.1 Dosimetría de extremidades y piel.....	15
6.1.1 Ubicaciones a vigilar	15
6.1.2 Tipos de dosímetros	15
6.1.3 Especificaciones técnicas del dosímetro.....	16
6.1.4 Aplicación de factores de corrección	16
6.2 Vigilancia del cristalino.....	17
6.2.1 Ubicaciones a vigilar	17
6.2.2 Tipos de dosímetros	17
6.2.3 Especificaciones técnicas de los dosímetros	18
6.2.4 Aplicación de factores de corrección	18
7 Interpretación y gestión de resultados	18
7.1 Análisis de los resultados	18
7.2 Optimización	19
7.3 Registro y documentación.....	19
8 Casos especiales.....	19
8.1 Contaminación.....	19
8.1.1 Generalidades.....	19
8.1.2 Estimación de la dosis en la piel y en el cristalino por contaminación.....	19

8.1.3	Estimación de la dosis en la piel o el cristalino por partículas calientes	20
8.1.4	Estimación de la dosis en la piel o el cristalino por contaminación en la ropa protectora	21
8.2	Estimación de la dosis de exposición a radioactividad en el aire	21
8.3	Necesidad de corregir las dosis estimadas por contaminación de los dosímetros	22
Anexo A (Normativo)	Especificaciones técnicas de los dosímetros	23
Anexo B (Informativo)	Vigilancia de la dosis en el cristalino.....	24
Anexo C (Informativo)	Consideraciones especiales en el sector médico.....	28
Anexo D (Informativo)	Consideraciones especiales en centrales nucleares	31
Bibliografía		35

Prólogo europeo

El texto de la Norma ISO 15382:2015 del Comité Técnico ISO/TC 85 *Energía nuclear, tecnologías nucleares y protección radiológica*, de la Organización Internacional de Normalización (ISO), ha sido adoptado como Norma EN ISO 15382:2017 por el Comité Técnico CEN/TC 430 *Energía nuclear, tecnologías nucleares y protección radiológica*, cuya Secretaría desempeña AFNOR.

Esta norma europea debe recibir el rango de norma nacional mediante la publicación de un texto idéntico a ella o mediante ratificación antes de finales de abril de 2018, y todas las normas nacionales técnicamente divergentes deben anularse antes de finales de abril de 2018.

Se llama la atención sobre la posibilidad de que algunos de los elementos de este documento estén sujetos a derechos de patente. CEN no es responsable de la identificación de dichos derechos de patente.

De acuerdo con el Reglamento Interior de CEN/CENELEC, están obligados a adoptar esta norma europea los organismos de normalización de los siguientes países: Alemania, Antigua República Yugoslava de Macedonia, Austria, Bélgica, Bulgaria, Chipre, Croacia, Dinamarca, Eslovaquia, Eslovenia, España, Estonia, Finlandia, Francia, Grecia, Hungría, Irlanda, Islandia, Italia, Letonia, Lituania, Luxemburgo, Malta, Noruega, Países Bajos, Polonia, Portugal, Reino Unido, República Checa, Rumanía, Serbia, Suecia, Suiza y Turquía.

Declaración

El texto de la Norma ISO 15382:2015 ha sido aprobado por CEN como Norma EN ISO 15382:2017 sin ninguna modificación.

Prólogo

ISO (Organización Internacional de Normalización) es una federación mundial de organismos nacionales de normalización (organismos miembros de ISO). El trabajo de preparación de las normas internacionales normalmente se realiza a través de los comités técnicos de ISO. Cada organismo miembro interesado en una materia para la cual se haya establecido un comité técnico, tiene el derecho de estar representado en dicho comité. Las organizaciones internacionales, públicas y privadas, en coordinación con ISO, también participan en el trabajo. ISO colabora estrechamente con la Comisión Electrotécnica Internacional (IEC) en todas las materias de normalización electrotécnica.

En la parte 1 de las Directivas ISO/IEC se describen los procedimientos utilizados para desarrollar esta norma y para su mantenimiento posterior. En particular debería tomarse nota de los diferentes criterios de aprobación necesarios para los distintos tipos de documentos ISO. Esta norma se redactó de acuerdo a las reglas editoriales de la parte 2 de las Directivas ISO/IEC. www.iso.org/directives.

Se llama la atención sobre la posibilidad de que algunos de los elementos de este documento puedan estar sujetos a derechos de patente. ISO no asume la responsabilidad por la identificación de cualquiera o todos los derechos de patente. Los detalles sobre cualquier derecho de patente identificado durante el desarrollo de esta norma se indican en la introducción y/o en la lista ISO de declaraciones de patente recibidas. www.iso.org/patents.

Cualquier nombre comercial utilizado en esta norma es información que se proporciona para comodidad del usuario y no constituye una recomendación.

Para obtener una explicación sobre el significado de los términos específicos de ISO y expresiones relacionadas con la evaluación de la conformidad, así como información de la adhesión de ISO a los principios de la Organización Mundial del Comercio (OMC) respecto a los Obstáculos Técnicos al Comercio (OTC), véase la siguiente dirección: www.iso.org/iso/foreword.html.

El comité responsable de esta norma es el ISO/TC 85, *Energía nuclear, tecnologías nucleares y protección radiológica*, Subcomité SC 2, *Protección radiológica*.

Esta segunda edición anula y sustituye a la primera edición (ISO 15382:2002) que ha sido revisada técnicamente. Los principales cambios son la adición de procedimientos para controlar la dosis en la lente del ojo.

0 Introducción

El cuerpo humano tiene que protegerse de los efectos de la radiación ionizante. Los efectos estocásticos están cubiertos por los límites en la dosis efectiva mientras que las reacciones de los tejidos (efectos deterministas) están cubiertos por el límite de dosis para órganos específicos. La piel humana se tiene que proteger de las reacciones tisulares, como eritema y ulceración. Para el cristalino, existe el riesgo de opacidades y de cataratas inducidas por los rayos en casos de exposiciones elevadas. Para proteger la piel de todo el cuerpo, las extremidades y el cristalino, se recomiendan límites de dosis diferentes recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR). Estos límites de dosis diferente son necesarios porque, en caso de exposición localizada, las dosis del órgano a la piel y al cristalino pueden superar estos límites, incluso si las dosis eficaces son inferiores al límite.

Es necesaria una dosimetría específica para vigilar estas dosis y evaluar la conformidad con los límites aplicables. Hay algunas situaciones donde la valoración correcta de la exposición de piel, extremidades y cristalino puede ser importante. En el sector nuclear, puede existir exposición debido a la exposición a rayos ligeramente penetrantes causada por fuentes radioactivas no apantalladas o por trabajos en cajas de guantes. Este tipo de exposiciones puede ocurrir, en particular, en casos de contaminación. La exposición a los rayos débilmente penetrantes des de gases nobles radioactivos en el aire ambiente también se ha de considerar. En el campo médico, las dosis en las extremidades y en el cristalino pueden ser importantes durante procedimientos de intervención y en medicina nuclear.

La vigilancia de las extremidades y el cristalino no es siempre simple y se presentan varios problemas prácticos para la aplicación de la vigilancia en el lugar de trabajo. Como resultado, la vigilancia no siempre se hace como debería, o ni se hace. Esta norma internacional proporciona recomendaciones sobre cómo y cuándo debería hacerse la vigilancia, para los distintos tipos de lugares de trabajo.

Esta norma internacional se dirige a todos aquellos que estén implicados en la dosimetría cutánea, extremidades y cristalino como, por ejemplo, responsables de protección radiológica, reguladores, empleados, servicios de dosimetría, etc.

1 Objeto y campo de aplicación

Esta norma internacional proporciona el procedimiento para vigilar la dosis en la piel, las extremidades y el cristalino. Presenta recomendaciones sobre cómo decidir si se necesitan dosímetros y garantizar que el control individual es apropiado a la naturaleza de la exposición, teniendo en cuenta los aspectos prácticos. Las normas nacionales, si las hay, presentan los requisitos que hay que seguir.

Esta norma internacional especifica los procedimientos para el control individual de la exposición radioactiva en la piel, extremidades (manos, dedos, muñecas, antebrazos, pies y tobillos), y el cristalino en situaciones de exposición planificadas. Incluye prácticas que implican un riesgo de exposición a fotones de entre 8 KeV a 10 MeV y electrones y positrones entre 60 KeV a 10 MeV.

Esta norma internacional proporciona directrices para el diseño de un programa de vigilancia para garantizar el cumplimiento con los límites legales de dosis individual. Hace referencia a las cantidades de dosis operativas apropiadas y da recomendaciones sobre el tipo y frecuencia de vigilancia individual y el tipo y posición del dosímetro. Por último, se presentan distintos enfoques para valorar y analizar la piel, extremidades y cristalino.

No está en el ámbito de esta norma internacional considerar la exposición a campos de radiación alfa o neutrón.

2 Normas para consulta

En el texto se hace referencia a los siguientes documentos de manera que parte o la totalidad de su contenido constituyen requisitos de este documento. Para las referencias con fecha, solo se aplica la edición citada. Para las referencias sin fecha se aplica la última edición (incluida cualquier modificación de esta).

ISO/TS 18090-1, *Radiological protection. Characteristics of reference pulsed radiation. Part 1: Photon radiation.*

IEC 62387, *Instrumentación de radioprotección. Sistemas de dosimetría integrados pasivos para el control personal y ambiental de radiación por fotones y beta.*

IEC 60846-1, *Instrumentación de radioprotección. Medidores y/o monitores de (tasa) dosis equivalente ambiente y/o direccional para las radiaciones beta, X y gamma. Parte 1: Instrumentos de medida y control portátiles para lugares de trabajo y el medioambiente.*

IEC 61526, *Instrumentación de radioprotección. Medida de dosis individuales equivalentes $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ para radiaciones X, gamma, neutrónica y beta. Dosímetros individuales de lectura directa de dosis equivalente y/o de tasa de dosis equivalente.*

ICRP, 2007. *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection.*

ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).

ICRP, 2010. *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, ICRP Publication 116, Ann. ICRP 40(2-5), 2010.

ICRP, 2012. *ICRP Statement on Tissue Reactions/Early and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs – Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context*, ICRP Publication 118. Ann. ICRP 41(1/2).

ICRU, 2011. *Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation*, ICRU Publication 85. J. ICRU 11(1).

3 Términos y definiciones

Para los fines de este documento se aplican los términos, definiciones y unidades dadas en CIPR 103, CIPR 116, CIPR 118 e ICRU 85.

4 Vigilancia individual

4.1 Cantidades

La vigilancia de piel y extremidades implica la medición de $H_p(0.07)$, el estimador de la dosis equivalente en la piel.

La vigilancia del cristalino implica la medición de $H_p(3)$, el estimador de la dosis equivalente en el cristalino. Si el campo de radiación es bien conocido, $H_p(3)$, se puede estimar con el uso de dosímetro que hayan sido objeto de ensayos de tipo y calibrados en otras cantidades, es decir, $H_p(0.07)$ y $H_p(10)$, porque en muchos casos puede proporcionar una estimación adecuada de la dosis en el cristalino (dependiendo del campo de radiación). Las especificaciones técnicas del dosímetro se proporcionan en el anexo A. En el anexo B se proporcionan recomendaciones sobre el tipo de dosímetro que se puede utilizar para el cristalino (según el campo de radiación).

4.2 Límite de dosis y vigilancia de niveles

Los límites de dosis para piel, extremidades y cristalino para situaciones de exposición planificada se dan en la legislaciones nacionales.

CIPR ha dado recomendaciones más recientes sobre los límites de dosis (CIPR 103 y CIPR 118) para evitar las reacciones tisulares. El OIEA (IAEA) da requisitos equivalentes a estas recomendaciones en las Normas Fundamentales de Seguridad (NFS)^[1]. Estas recomendaciones de la CIPR y del OIEA constituyen la base de recomendaciones en esta norma internacional.

Los límites de dosis recomendados por la CIPR son los siguientes:

- a) Un límite de dosis equivalente para las extremidades (pies y manos) o la piel de 500 mSv en un año. Los límites de dosis equivalente para la piel aplican a la dosis media en 1 cm² del área de piel más radiada. En práctica, una estimación de dosis equivalente en la piel es una estimación conservadora de la dosis equivalente en las extremidades;
- b) Un límite de dosis equivalente para el cristalino de 20 mSv en un año promediado durante 5 años consecutivos (100 mSv en 5 años) y de 50 mSv en un único año.

La vigilancia individual es necesaria para verificar el cumplimiento con esos límites de dosis marcados por la legislación nacional. Se debería realizar vigilancia de las extremidades, piel y cristalino para empleados que tengan una probabilidad razonable de recibir al año una dosis equivalente superior a 3/10 de uno de los límites anuales antes mencionados. Las legislaciones nacionales pueden solicitar vigilancia en distintos valores, en ese caso, rempazan a los valores siguientes.

Se recomiendan los siguientes niveles de vigilancia:

- a) Para extremidades y la piel, supone que la vigilancia se debería realizar si hay una probabilidad razonable de recibir una dosis mayor que 150 mSv al año;
- b) Para el cristalino, se debería realizar la vigilancia si hay una probabilidad razonable de recibir una dosis en un año superior mayor de 15 mSv o en años consecutivos mayor a 6 mSv al año.

Para niveles de dosis que se esperan menores que los niveles de vigilancia recomendados anteriores debería ser suficiente con un estudio que demuestre que no se superan los niveles.

La dosis anual esperada se puede estimar por medio de uno o más de los métodos del capítulo 5.

4.3 Periodo de vigilancia

La elección de la duración del periodo de vigilancia está relacionada con los niveles de dosis esperados y los límites de dosis pertinentes.

Para dosis superiores al nivel de vigilancia, se recomienda un periodo de vigilancia de un mes. Para trabajadores cuyas dosis parece que serán inferiores al nivel de vigilancia, se puede considerar proporcionar vigilancia. El periodo de vigilancia en el último caso puede ser mayor, por ejemplo, tres meses. Se pueden elegir periodos de vigilancia más cortos (vigilancia semanal o incluso vigilancia por procedimiento), al establecer nuevos procedimientos, al optimizar las condiciones de trabajo o cuando haya un riesgo potencial de alta exposición.

Los organismos reguladores y/o comités de expertos también puede dar recomendaciones apropiadas para los periodos de vigilancia.

4.4 Vigilancia de extremidades, piel y cristalino

La dosis en las extremidades, piel y cristalino necesita vigilancia en situaciones con condiciones de exposición no homogéneas para las que la vigilancia del cuerpo entero no proporciona una estimación adecuada de la dosis en la piel, la dosis en las extremidades o la dosis en el cristalino. Las exposiciones pueden ser importantes cuando está presente la radiación de penetración ligera como radiación con fotones de baja energía o beta.

Debe tenerse en cuenta la vigilancia de manos y dedos en lugares de trabajo donde las extremidades estén particularmente cerca al emisor o haz de radiación, como situaciones donde se manejan las fuentes radioactivas, por ejemplo, investigación, medicina nuclear y aplicaciones de desmantelamiento. Otros ejemplos importantes donde la vigilancia de extremidades puede ser necesaria es los centros de trabajo de radiología intervencionista y medicina nuclear. La vigilancia de la piel debe tenerse en cuenta en lugar de trabajo donde la piel está cerca del emisor o haz de radiación. También se debería tener en cuenta la vigilancia donde haya riesgo de contaminación cutánea. Ejemplos de estas situaciones son el manejo de componentes contaminados o fuentes radioactivas no selladas.

La vigilancia del cristalino debe ser considerada específicamente para lugares de trabajo donde los ojos están particularmente cerca del emisor de radiación (que también puede ser una fuente de radiación dispersa) o del haz de radiación (por ejemplo, radiología intervencionista) mientras que el resto del cuerpo se puede proteger, por ejemplo, con un mandil de plomo. Los trabajadores expuestos en campos beta de alta energía puede recibir dosis importantes en el cristalino.

4.5 Incertidumbres

Un aspecto fundamental de la garantía de calidad en la vigilancia individual es valorar la calidad de los resultados de medición. En la evaluación de la incertidumbre, se debería utilizar todo el conocimiento del dosímetro y sistema de evaluación, posiblemente, en combinación con la información del cliente como exposición local y condiciones de almacenado. El esfuerzo puesto en la incertidumbre debería ser realista considerando su propósito en la protección radiológica.

La ICRU hace recomendaciones sobre los niveles aceptables de incertidumbre total en el Informe 47^[2] que son ampliamente consistentes con las recomendaciones CIPR (CIPR 75)^[3]. La ICRU recomienda para mediciones únicas de cantidades operativas que "...en muchos casos, la incertidumbre general de una desviación estándar del 30% debería ser aceptable".

La incertidumbre expandida (95% de probabilidad de cobertura) para valores de dosis anual valorada de o cerca del límite de dosis no deberían superar 0,67 a 1,5 (factor 1,5) después de haber hecho todas las correcciones (CIPR 75)^[3]. Esto aplica a valores de dosis efectiva, dosis equivalente en pequeñas zonas de piel, dosis equivalente en el cristalino o extremidades, sumadas para todos los tipos de radiación del campo de radiación.

Debe reconocerse que pueden necesitarse distintos requisitos de precisión para la estimación de la dosis equivalente en otras partes del cuerpo más que la posición del dosímetro, por ejemplo, una estimación de la dosis equivalente en las yemas de los dedos desde una medición de $H_p(0,07)$ algunos centímetros más allá (PR160)^[4].

4.6 Características de los campos de radiación

La caracterización de los campos de radiación es un paso importante para establecer la necesidad y el tipo de vigilancia requerida.

Los campos de fotones (radiación X y gamma) de cualquier energía pueden contribuir a la exposición cutánea, extremidades y cristalino.

Los electrones (radiación beta) con una energía superior a los 69 keV penetran 0,07 mm en el tejido y pueden, por tanto, contribuir a la dosis en la piel. Los electrones (radiación beta) con energía superior a 700 keV penetran 3 mm en el tejido y, por tanto, pueden contribuir a la dosis en el cristalino.

En campos médicos, el tipo de radiación y los radionucleidos son muy conocidos. Las exposiciones del cuerpo entero son muy limitadas por la protección por el uso de mandiles protectores y el blindaje apropiado, pero las dosis en las extremidades y el cristalino pueden ser altas. Los ejemplos típicos son la preparación de radionucleidos en medicina nuclear y farmacéutica radiológica, y la exposición a los médicos durante los procesos de intervención.

En instalaciones nucleares, se espera encontrar betas de baja energía en las proximidades de materiales radioactivos no sellados, por ejemplo, en superficies interiores contaminadas de componentes de centrales de energía, en componentes o herramientas del sistema, y en áreas contaminadas. Se pueden producir altos valores de tasas de dosis equivalente direccional, en particular, por radiación beta. En instalaciones nucleares el manejo de combustible utilizado y en reactores nucleares que experimenten fugas de combustible, se deberían esperar betas de alta energía (por encima de 700 keV). Éstas se vigilan de manera más inmediata que las betas de baja energía.

Los componentes sobre los que puede haber contaminación son, como norma, conocidos desde la experiencia operativa. Si se mide una tasa de dosis equivalente ambiental de gamma altos en componentes cerrados (por ejemplo bombas, generadores de vapor), se tiene que esperar un alto porcentaje de betas de baja energía cuando se abre el componente. La información sobre la energía de la radiación beta se obtiene de la composición de radionucleidos, espectrometría o la atenuación de la radiación. Las mediciones de atenuación se pueden usar para caracterizar el campo de radiación por estimación de la capacidad de penetración y también la energía máxima de la radiación beta.

5 Evaluación de los niveles de dosis antes de la vigilancia rutinaria

5.1 Generalidades

Antes de la rutina de vigilancia, es importante evaluar el nivel de dosis en la piel, las extremidades o el cristalino en una situación de campo de trabajo para decidir qué método, si lo hay, y qué periodo de rutina de vigilancia es necesario.

Las dosis obtenidas de uno o más de los siguientes métodos (5.2 a 5.6) se deberían extrapolar a dosis anuales y comparar con los niveles de vigilancia dados en el apartado 4.2.

La evaluación debería repetirse cuando las condiciones de trabajo o la carga de trabajo cambien significativamente, o si el efecto de dichos cambios en las dosis en la piel, las extremidades o el cristalino no se pueden estimar con confianza.

5.2 Indicaciones de mediciones en el lugar de trabajo

En situaciones de trabajo con campos de radiación que son predecibles para una tarea específica o durante un periodo largo (al menos varios meses) y con procedimientos bien establecidos, puede ser posible estimar la dosis que los trabajadores recibirán utilizando las mediciones en el lugar de trabajo en ubicaciones relevantes.

Se recomiendan estudios del lugar de trabajo (por ejemplo, mediciones de tasas de dosis equivalente) antes de empezar a trabajar con objetos contaminados o activados en el sector nuclear, a menos que se conozca por el análisis de radionucleidos, o de mediciones anteriores que las condiciones del lugar de trabajo (por ejemplo distancia a la fuente) y el equipo de protección es suficiente para atenuar y/o apantallar este tipo de radiación.

Para establecer la tasa equivalente de dosis direccional $H'(0,07)/t$, se deben utilizar medidores de tasa equivalente de dosis apropiados (es decir, con medidores de pared estrecha y bajo espesor de detección). Si se lleva ropa de protección, se debe medir $H'(0,07)$ por debajo de la capa de ropa.

La posición de medición debe ser representativa de las condiciones de exposición de la persona vigilada. También la distancia a la que viajan los fotones de baja energía en el aire es importante. Si no se puede evitar que se toquen objetos contaminados con las manos, las mediciones se deben hacer tanto cerca de la superficie (en la posición más cercana) y a la distancia habitual de trabajo del tronco (aproximadamente 30 cm). Si se utilizan herramientas, se deben hacer mediciones a la distancia aproximada de uso de dichas herramientas.

En base a la tasa equivalente de dosis medida $H'(0,07)/t$, $H'(3)/t$ y $H^*(10)$, y el tiempo que la persona está presente en el campo de radiación, se puede evaluar si el trabajo a realizar requiere utilizar un dosímetro personal y/o medidas protectoras adicionales.

Las especificaciones técnicas para dosímetros de área que miden las cantidades $H'(0,07)$ y $H^*(10)$ se deben definir según la Norma IEC 62387 para dosímetros pasivos y la Norma IEC 60846-1 para dosímetros activos. Para dosímetros de área que miden la cantidad $H'(3)$, no hay todavía normas internacionales disponibles.

5.3 Indicaciones para la dosimetría de todo el cuerpo

Cuando se realiza vigilancia individual, el dosímetro que se lleva en el torso se usa para la estimación de la dosis efectiva. El resultado del dosímetro de cuerpo entero puede dar una indicación del nivel de exposición en extremidades, piel y cristalino, considerando que se tienen en cuenta las condiciones de exposición y las características del campo de radiación (especialmente la distribución espacial).

El enfoque de usar un único dosímetro que se lleve en el cuello del mandil protector proporciona, potencialmente, la opción de informar sobre la protección de radiación práctica. Dicho sistema puede dar indicaciones de cuando es necesario un dosímetro para el ojo.

Cuando se lleva el dosímetro de cuerpo entero bajo ropas protectoras, su lectura infravalora fuertemente la dosis en las extremidades no protegidas y el cristalino y, por tanto, no se puede usar para proporcionar una indicación sobre el nivel de estas dosis.

5.4 Indicaciones de datos bibliográficos

En la bibliografía, se dan algunos valores de dosis típicos para distintas situaciones de trabajo. En principio, se pueden usar para juzgar si es necesaria vigilancia. Al usar valores de bibliografía se debería asegurar que los datos son verdaderamente representativos de las condiciones de trabajo actuales considerando la fuente de radiación (por ejemplo, qué radionucleidos o qué alto voltaje de tubos de rayos X se usa), la geometría (por ejemplo, bajo o sobre cojines en radiología) y tipos de medidas protectoras (como pantallas) que se usan. Se pueden encontrar ejemplos de datos bibliográficos en el anexo C para aplicaciones médicas.

5.5 Indicaciones para simulaciones

Las simulaciones numéricas pueden ser muy poderosas y pueden dar información importante sobre los parámetros que afectan e influyen en las dosis en escenarios de exposición concretos. Hasta la fecha, no hay paquetes disponibles inmediatos que se puedan usarse con facilidad para obtener valoraciones rápidas sobre las dosis del operador en la piel, las extremidades y el cristalino, pero se pueden aplicar códigos numéricos generales (por ejemplo MCNP, EGS, GEANT, PENELOPE, etc.) al caso particular investigado. Las simulaciones suelen ser complejas y llevan tiempo, dependiendo del caso a tratar. Al usar simulaciones, es necesario validar los resultados con mediciones.

5.6 Indicaciones de mediciones de confirmación

Otro modo de establecer si se necesita vigilancia individual es realizando mediciones de confirmación con dosímetros personales. Las mediciones de confirmación son mediciones que pretenden valorar el nivel de dosis en los trabajadores en campos de trabajo específicos. Estas mediciones de confirmación se pueden usar como guía para establecer si se podría alcanzar el nivel de vigilancia. Dichas mediciones de confirmación deben cumplir los siguientes requisitos:

- las mediciones de confirmación deben copiar mediciones de rutina;
- deben realizarse como se describe en el capítulo 6;
- los procedimientos de trabajo no deben cambiar por las mediciones de confirmación, de otro modo hay que volver a empezar las mediciones de confirmación;
- las mediciones de confirmación deben realizarse por un mínimo de 3 periodos consecutivos a menos que sea para copiar una única tarea. La intención es tener una muestra representativa de las dosis anuales. Si las actividades son irregulares (grandes fluctuaciones de un mes a otro), se necesitan periodos de vigilancia mayores. Podría necesitarse un estudio de medición de confirmación que dure un año entero.

6 Dosimetría personal

6.1 Dosimetría de extremidades y piel

6.1.1 Ubicaciones a vigilar

Para campos de radiación donde hay una importante falta de uniformidad espacial, las dosis en las extremidades pueden ser de gran preocupación. La piel de las extremidades es el órgano limítrofe más que la extremidad en sí. Una estimación de la dosis equivalente en la piel, H_{skin} , es normalmente una estimación conservadora de la dosis equivalente en las extremidades. Por tanto, el dosímetro de extremidades se convierte en dosímetro de piel y debe diseñarse para medir $H_p(0,07)$ y debe colocarse lo más cerca posible a la parte más expuesta de la superficie cutánea.

La ubicación de vigilancia necesita consideración especial. En campos no uniformes, suele ser difícil colocar un único dosímetro de extremidad en la parte más expuesta de la piel ya que esta parte no se conoce a priori. Además, no siempre son las manos o los dedos la zona más expuesta, también piernas y pies y piel desprotegida pueden ser la zona más expuesta.

Para la manipulación directa o cercana de fuentes radioactivas, se deberían usar dosímetros de dedil en las yemas, o dosímetros de anillo en el dedo que suela ser el más expuesto. Se debería elegir la mano vigilada como la más expuesta entre la izquierda y la derecha. Se puede saber haciendo algunas pruebas específicas o usando las recomendaciones de la bibliografía. En el caso de la medicina nuclear^[5], la posición recomendada es la yema del dedo índice o la base del dedo índice de la mano no dominante. El dosímetro debería estar orientado hacia la fuente de radiación.

En campos de la industria nuclear, radiología intervencionista u otros campos de radiación similares, se debe utilizar un dosímetro de anillo o dosímetro de muñeca portado en la mano más expuesta. El dosímetro debe estar orientado hacia la fuente de radiación si es posible.

Para vigilancia de las piernas, se pueden usar dosímetros de muñeca llevados en el tobillo. La pierna vigilada debe elegirse como la más expuesta entre izquierda y derecha. La pierna elegida es la más cercana a la fuente de radiación y/o la menos protegida. El dosímetro debe estar orientado hacia la fuente de radiación si es posible.

Puede ser necesario vigilar las dosis en distintos puntos usando varios dosímetros de manera simultánea (por ejemplo ambas manos).

Se debe llevar el dosímetro bajo la ropa protectora, especialmente dentro de los guantes, si se llevan. El dosímetro también se puede llevar fuera de la ropa protectora, pero bajo un espesor apropiado de material que se aproxime al tipo y espesor de la ropa protectora. Esto protege al dosímetro del sudor, permite retirarlo fácilmente y dar una medición veraz de la dosis en la piel.

6.1.2 Tipos de dosímetros

Se deben estimar las dosis en piel y extremidades midiendo la cantidad operativa $H_p(0,07)$.

Los dosímetros utilizados para la vigilancia de extremidades están basados generalmente en técnicas pasivas y fabricados con materiales termoluminiscentes (TL), aunque los detectores basados en otros métodos, como dosímetros de película, luminiscentes ópticamente estimulados (OSL) y radiofotoluminiscentes (RPL) también se pueden utilizar. El dosímetro debe ser apropiado para los campos de radiación a vigilar.

Están disponibles dos tipos de dosímetros pasivos para los dedos: anillos, que se llevan en el pulgar, índice, anular o corazón, y dediles, colocados bien en el dedo índice, corazón o anular con un detector colocado en la yema. Para las muñecas, el dosímetro se une con una tira y, por tanto, también se puede utilizar en antebrazos y tobillos.

Los detectores sueltos se usan generalmente para realizar mediciones en ubicaciones en las que no se adaptan los dosímetros de anillo o muñeca (por ejemplo en las yemas de los dedos, en la palma de la mano), o en caso de que se espere que la medición del nivel de dosis esté por debajo del umbral de los dosímetros de rutina. Se pueden utilizar en mediciones de pruebas para establecer el nivel de dosis relativo a tareas específicas, identificar la posición donde se recibe la dosis máxima y definir los factores de corrección apropiados para la dosis medida en la posición vigilada. Muchos dosímetros de cuerpo entero también son capaces de medir las dosis en la piel por $H_p(0,07)$. En principio, estos dosímetros también se pueden usar para medir la dosis en la piel en distintas partes del cuerpo.

Hay disponibles aparatos electrónicos, por ejemplo, hechos con una sonda de silicio pequeña conectada por cable con un comando y caja de lectura. Estos sistemas ofrecen la ventaja de una lectura directa de la dosis, que es útil para propósitos de práctica y optimización. Los dosímetros activos pueden ser útiles en algunos casos para establecer la dosis esperada (véase el capítulo 5). Sin embargo, se debería verificar su idoneidad en campos de radiación pulsada si es que se van a usar en estos campos, por ejemplo, cerca de tubos de rayos X pulsados como se suelen usar en el sector médico. Los requisitos de rendimiento para la medición en campos de radiación pulsada se dan en el anexo A.

6.1.3 Especificaciones técnicas del dosímetro

Las especificaciones técnicas de los sistemas de dosimetría para extremidades que miden la cantidad $H_p(0,07)$ deben estar definidos según la Norma IEC 62387 para dosímetros pasivos y la Norma IEC 61526 para dosímetros activos. Se proporcionan más detalles en el anexo A.

6.1.4 Aplicación de factores de corrección

Dependiendo de la situación de exposición, las posiciones de vigilancia de extremidades común, como la base de los dedos o la muñeca, suelen infravalorar la dosis máxima. La estimar la dosis máxima en la piel con un dosímetro de rutina, se debe establecer y emplear un factor de corrección para la posición de vigilancia rutinaria específica. Este valor podría establecerse independientemente para cada trabajador por mediciones individuales en un periodo de prueba corto. Si, por motivos prácticos, estas mediciones no fueran posibles, se pueden emplear los factores de corrección existentes considerando la posición de vigilancia rutinaria.

En medicina nuclear, la Publicación 106^[6] del CIPR recomienda colocar el dosímetro de rutina en la base del dedo corazón con el detector colocado en el lado de la palma cuando no se puede utilizar la yema del dedo. En este caso, un factor de corrección de 3 (6 si el dosímetro mira hacia atrás) se puede aplicar para hallar el valor en la yema del dedo. Los valores publicados recientemente^[7] para medicina nuclear recomiendan un factor medio de 6 entre la ubicación de la dosis máxima y el valor medido en la base del dedo índice de la mano no dominante.

La aplicación de los factores de corrección puede estar subordinada a legislaciones nacionales.

6.2 Vigilancia del cristalino

6.2.1 Ubicaciones a vigilar

La posición del dosímetro para el cristalino es importante para tener una buena estimación de la dosis en el cristalino.

El dosímetro para el cristalino debe llevarse lo más cerca posible del ojo, si es posible, en contacto con la piel y mirando hacia la fuente de radiación. En caso de uso de radiología intervencionista, se debe elegir la parte más cercana al tubo de rayos X.

Cuando se usen gafas al plomo protectoras o máscaras faciales, el dosímetro se debe llevar preferiblemente por detrás de ellas. Esto no suele ser muy práctico por lo que se puede elegir un dosímetro en la parte exterior o cerca de las gafas de plomo. En este caso, se deberían aplicar factores de corrección (véase 6.2.4). También puede ser una opción cubrir el frontal del dosímetro con un filtro que imite la atenuación de las gafas de plomo. Se debe tener en cuenta que algunos tipos de gafas de plomo no ofrecen la protección adecuada en ángulos oblicuos. En esos casos, cubrir el dosímetro con un filtro puede llevar a infravaloración y no se recomienda este método. Los requisitos de gafas protectoras se dan en la Norma IEC 61331-3^[8].

En situaciones prácticas, los dosímetros de cristalino se suelen colocar en distintas posiciones: sobre los ojos, en la frente, en un lado de la cabeza, entre los ojos ^{[9][10][11][12]}.

Algunos estudios sugieren estimar la dosis en el cristalino desde un dosímetro bien colocado a nivel del cuello^{[17] [18]} o de la lectura del dosímetro corporal^[9]. Aunque esto podría ser aceptable en campos homogéneos con mayor radiación de energía, no se recomienda en otros campos. Por ejemplo, en la radiología intervencionista, se han publicado distintos factores de corrección para convertir las dosis en el cuello (por encima del mandil de plomo) en dosis en el cristalino para procedimientos intervencionistas. Dichos factores de corrección son muy dependientes del tipo de procedimiento, costumbres personales, el lugar exacto del dosímetro sobre el mandil y las medidas de protección tomadas^[15], por lo que no se pueden aplicar a todos los casos de rutina.

La aplicación de factores de corrección puede estar subordinada a legislaciones nacionales.

6.2.2 Tipos de dosímetros

Las dosis en el cristalino se deben estimar midiendo la cantidad operativa $H_p(3)$. Los dosímetros diseñados para medir $H_p(3)$ eran raros en el pasado pero, últimamente los dosímetros específicamente diseñados para $H_p(3)$ están disponibles en el mercado.

Si el campo de radiación se conoce bien por adelantado, la vigilancia $H_p(3)$ se puede realizar con el uso de dosímetros tipo probados y calibrados en términos de otras cantidades, es decir, $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$ ya que, en muchos casos, pueden proporcionar una estimación adecuada de la dosis en el cristalino (dependiendo del campo de radiación). Las especificaciones técnicas de los dosímetros se dan en el anexo A. Las pautas sobre qué tipo de dosímetro se debería usar, dependiendo del campo de radiación, se proporciona en el anexo B.

Los dosímetros utilizados para vigilar el cristalino están generalmente basados en técnicas pasivas y están hechos de materiales termoluminiscentes (TL), aunque los detectores basados en otros métodos, como dosímetros de película, luminiscentes ópticamente estimulados (OSL) y radiofotoluminiscentes (RPL) también se pueden utilizar.

Se pueden usar aparatos electrónicos, por ejemplo, hechos con una sonda de silicio pequeña, si están optimizados en términos de $H_p(3)$ en relación a la energía y dependencia angular o si la cantidad para la que están optimizados proporciona una estimación adecuada de la dosis en el cristalino en el campo de radiación que prevalece (véase anexo B). Estos sistemas ofrecen la ventaja de una lectura directa de la dosis, que es útil con propósitos prácticos y de optimización. Sin embargo, su idoneidad en campos de radiación pulsada se debe confirmar si se van a usar en esos campos, por ejemplo, cerca de haces de rayos X pulsados como se suelen usar en el sector médico. Los requisitos de rendimiento para la medición en campos de radiación pulsada se proporcionan en el anexo A.

6.2.3 Especificaciones técnicas de los dosímetros

Las especificaciones técnicas para sistemas de dosimetría para el cristalino que miden la cantidad de $H_p(3)$ debe ser como la definida en la Norma IEC 62387 para dosímetros pasivos. Para dosímetros activos, no hay norma internacional disponible sobre la cantidad $H_p(3)$ pero la Norma IEC 61526 se puede aplicar en consecuencia adoptando los requisitos radiológicos de la Norma IEC 62387. Se dan más detalles en el anexo A.

6.2.4 Aplicación de factores de corrección

Si el dosímetro para el cristalino no se lleva de forma óptima (no cerca del cristalino o detrás de protección como, por ejemplo, gafas de plomo), entonces deben aplicarse factores de corrección apropiados. Estos factores normalmente se deben establecer por medio de mediciones, posiblemente acompañados de simulaciones numéricas.

Para médicos internistas intervencionistas, sólo se debería aplicar un factor de corrección para la dosis del ojo si el médico es concienzudo a la hora de llevar gafas protectoras. Los factores de corrección a utilizar cuando el dosímetro no se lleva bajo la capa protectora establecida por medio de evaluaciones locales debería ser conservador y suelen estar en el rango de 0,2 a 0,3. Si no hay disponibles instalaciones o experiencia para evaluar la protección, se puede aplicar un factor de corrección de 0,5, siempre que las lentes contengan el equivalente de 0,5 mm de plomo y las monturas incluyan protección.

7 Interpretación y gestión de resultados

7.1 Análisis de los resultados

Cuando surge de los capítulos 4 y 5 que no es necesaria la vigilancia individual (capítulo 6), los resultados de la caracterización de los campos y de las condiciones de trabajo (capítulo 4) al igual que la evaluación de los niveles de dosis (capítulo 5) deben documentarse (según se requiera en los procedimientos locales).

Los resultados dosimétricos de vigilancia cutánea, las extremidades y el cristalino se deben tratar de forma similar a los resultados de dosis de vigilancia del cuerpo entero.

- Los resultados se deben valorar después de cada periodo de vigilancia.
- En el marco de la optimización, se deben establecer las restricciones de dosis y los niveles de referencia por periodo de vigilancia. Los resultados de medición deberían dar pie a acciones de seguimiento cuando sea necesario. Los resultados anuales deberían compararse con los límites de dosis legales.

7.2 Optimización

La aplicación del principio ALARA es importante también para dosis en la piel, las extremidades y el cristalino. Las medidas de protección radiológica deben optimizarse para limitar estas dosis. Se puede hacer introduciendo restricciones de dosis y niveles de referencia. Si las dosis se acercan al límite de dosis, se recomienda hacer estudios más detallados para estimar mejor las cantidades operativas, además de la vigilancia individual. Las medidas de protección radiológica deben revisarse y mejorarse cuando sea posible, o distribuir la carga de trabajo entre más trabajadores.

Las recomendaciones detalladas sobre cómo se puede optimizar la protección radiológica queda fuera del ámbito de esta norma internacional.

7.3 Registro y documentación

Las dosis a piel, extremidades y cristalino tienen que registrarse de acuerdo a legislación nacional y vigilarse en relación a los límites de dosis.

8 Casos especiales

8.1 Contaminación

8.1.1 Generalidades

Los requisitos sobre vigilancia presentados en el capítulo anterior no son aplicables en el caso de contaminación en el cuerpo. También podrían no ser aplicables en el caso de una persona que trabaje donde el aire esté contaminado. De manera adicional, podrían ser necesarias correcciones de las dosis medidas si se ha contaminado un dosímetro. Por tanto, las recomendaciones se dan en este capítulo para estimación de la dosis en estos casos especiales.

Las dosis estimadas para estos casos especiales pueden necesitar estar formalmente registradas, dependiendo de las normas nacionales o los procedimientos locales. El uso de medidas de higiene rutinarias como llevar guantes o ropa protectora, limita la contaminación cutánea^[6]. Sin embargo, la contaminación no se puede evitar por completo en caso de vertidos accidentales o contaminación cruzada. El mejor método para limitar la contaminación cruzada es medir la contaminación frecuentemente durante y después de una manipulación por medio de una vigilancia de contaminación.

En casos de contaminación cutánea con sustancias radioactivas, las medidas de descontaminación inmediatas y rápidas son de mayor prioridad que una valoración exacta de actividad y dosis en la piel.

8.1.2 Estimación de la dosis en la piel y en el cristalino por contaminación

La contaminación cutánea o del ojo en el entorno de trabajo es poco probable que se registre con un dosímetro personal, pero se puede detectar con el uso rutinario de monitores de contaminación incluyendo vigilancia de salida.

De acuerdo con reglamentaciones nacionales, la valoración de la dosis por radionucleidos depositados en la piel o cerca del cristalino podría ser necesaria sólo cuando se pueda superar el umbral en términos de dosis en el ojo. En ese caso, aplican las siguientes recomendaciones.

Para valorar la contribución de la contaminación en la dosis cutánea o en la dosis al cristalino, se debe realizar una investigación *in situ* para localizar e identificar la contaminación y después, cuantificar la actividad^[16]. Son necesarias características (tamaño y posición) y valores de actividad para radionucleidos en la piel o el ojo al igual que la duración de la contaminación para la valoración de la dosis. Cuando la contaminación está en la piel, hay una relación proporcional (para un radionucleido concreto) entre la tasa de recuento de instrumentación y la tasa de dosis en la piel de contaminación media sobre una pequeña zona (1 cm² o menos). Así, las valoraciones donde la dosis es baja se pueden hacer sin conocer las actividades de radionucleidos individuales. Para dosis mayores, en cambio, es importante establecer las actividades de los radionucleidos.

La identificación de los radionucleidos implicados es necesaria cuando hay que dar una valoración de dosis por motivos regulatorios. También puede ser útil, en particular como feedback, cuando el trabajador no conoce cuándo ha tenido lugar la contaminación (por ejemplo el trabajador ha manipulado varios radionucleidos distintos). La identificación se puede hacer por distintos medios. Hay varios instrumentos disponibles en el mercado para la identificación de radionucleidos, por ejemplo, por medio de espectrometría gamma (o beta).

La localización se puede establecer de manera más o menos precisa (dependiendo del tamaño real y en la veracidad necesaria) con un monitor de contaminación que debe estar disponible en cualquier ubicación donde se manejen fuentes no selladas o componentes contaminados, por ejemplo, departamentos de medicina nuclear, instalaciones nucleares y centros de investigación nuclear.

Se puede realizar la cuantificación de la dosis en la piel de distintas maneras. Los departamentos de protección radiológica y médica pueden haber establecido normas específicas que definan los procedimientos validados en caso de contaminación cutánea o externa del ojo. Existen distintos aparatos de medición (como espectrómetros NaI) para establecer el espectro y la actividad de cada radionucleido en la fuente, que se puede usar para el cálculo de la tasa de dosis en la piel. La tasa de dosis por unidad de actividad sobre 1 cm² se puede calcular por varios métodos: el uso de los datos de la Referencia^[17], un cálculo con un código determinista como VARSKIN^[18] y un código de simulación de Monte Carlo de transporte de radiación, por ejemplo, Referencia^[19].

Para estimar la dosis acumulada total, hay que estimar el tiempo de exposición total.

Se puede realizar la cuantificación de la dosis en el cristalino de manera similar a la dosis cutánea.

El anexo A proporciona más información.

8.1.3 Estimación de la dosis en la piel o el cristalino por partículas calientes

Las partículas calientes son agregados localizados de átomos radioactivos que dan lugar a una distribución no homogénea de radionucleidos^[20]. Estas partículas pueden crear distribuciones de dosis altamente no uniformes, absorbidas localizadas cuando están en contacto con la piel o el ojo^[21].

CIPR ha dado recomendaciones específicas sobre dosis de partículas calientes (CIPR 59^[22]). Se recomiendan distintas profundidades y umbrales para distintos efectos.

Es poco probable que un dosímetro personal registre la exposición a partículas calientes en el entorno de trabajo, pero se puede detectar con el uso rutinario de monitores de contaminación incluyendo monitores de salida.

Las partículas calientes consistentes en emisores beta puros, por ejemplo, Sr-89 y Sr-90/Y-90 son difíciles de encontrar e identificar por el corto rango de las partículas beta. La existencia de dichas partículas debe identificarse por otros medios, como, por ejemplo la medición de radionucleidos en el agua de refrigeración del reactor. Las partículas calientes consistentes en emisores alfa puros quedan fuera del ámbito de esta norma internacional ya que las partículas alfa no penetran 0,07 mm en la piel.

En caso de observar una contaminación radioactiva localizada en la piel, el ojo o la ropa, se deben hacer todos los esfuerzos por recuperar la actividad de investigación posterior. Es importante registrar los detalles de la exposición como localización del cuerpo, ropa/protección, duración posible de la exposición, etc.

La dosis en 1 cm² de piel a una profundidad de 0,07 mm se puede valorar por medición directa usando técnicas como la dosimetría termoluminiscente, cámara de ionización de extrapolación, dosimetría por exo-electrones o película tintada radiocrómica. También se pueden hacer cálculos de dosis en la piel usando distribuciones de dosis beta o fotónicas tabuladas o códigos informatizados (por ejemplo, VARSKIN^[18], códigos de Monte Carlo) pero se necesita información sobre las características de la partícula, composición y actividad (normalmente obtenida por espectrometría gamma y complementada con algunas asunciones sobre la presencia de emisores beta puros).

Se puede cuantificar la dosis en el cristalino de manera similar a la dosis en la piel.

8.1.4 Estimación de la dosis en la piel o el cristalino por contaminación en la ropa protectora

La contaminación en ropa protectora (por ejemplo, guantes) irradia a la piel y contribuye a la dosis de esta. Su contribución a la dosis cutánea debería cuantificarse. Después de hacerlo, si su valor es mayor que la lectura del dosímetro, se debe registrar como el valor de dosis en la piel obtenido durante el periodo de vigilancia. Cuando la contaminación es homogénea en toda la ropa protectora o está localizada directamente en la posición del dosímetro, la lectura de este ya tiene en cuenta la contribución.

La contaminación en la ropa protectora cerca del ojo (por ejemplo, gafas de plomo, gafas de plástico, máscaras faciales) irradia al ojo y contribuye a la dosis en el cristalino. Se debería cuantificar su contribución a la dosis en el cristalino. Después de cuantificarla, si su valor es mayor que la lectura del dosímetro, se debería registrar como el valor de dosis en el cristalino obtenido durante el periodo de medición. Cuando la contaminación es homogénea en la ropa protectora o está localizada directamente en la posición del dosímetro, la lectura de éste ya tiene en cuenta la contribución.

8.2 Estimación de la dosis de exposición a radioactividad en el aire

Los radionucleidos en el aire en el entorno laboral lleva a la exposición del personal. Esto lleva a la exposición cutánea y/o del cristalino, al igual que una dosis interna en caso de incorporación o una dosis efectiva externa en caso que también sean emisores gamma. Sólo la evaluación de la dosis en la piel y la dosis en el cristalino están en el ámbito de esta norma internacional.

La tasa equivalente de dosis direccional, $H'(0,07)$ causada por la contaminación radioactiva en el aire de una sala tiene que calcularse, si es necesario, de la composición y "concentración" de radionucleidos (expresados en términos de actividad por unidad de volumen, o concentración derivada en el aire, CDA) o debería establecerse por una medición de la tasa equivalente de dosis direccional (dosímetros de termoluminiscencia delgados; cámara de ionización de muro delgado). Si es relevante, la dosis en la piel se debe calcular de los resultados teniendo en cuenta el periodo de exposición. Los dosímetros que miden $H_p(0,07)$ en la mayoría de los casos dan el valor de dosis solicitado (véase 6.1).

Se podría tener que calcular, dependiendo de la energía y el tipo de radiación emitida y la atenuación de la ropa protectora, por ejemplo, protección ocular, la dosis de aire contaminado en el cristalino. La información dada en el apartado 6.2 es útil cuando se realiza esta estimación de dosis. Los dosímetros que miden $H_p(3)$ proporciona, en la mayoría de los casos, el valor de dosis solicitado (véase 6.2). El uso de dosímetros que miden cantidades distintas a $H_p(3)$ también pueden ser apropiados (véase anexo B para más detalles).

8.3 Necesidad de corregir las dosis estimadas por contaminación de los dosímetros

Si un dosímetro individual está contaminado, la lectura del dosímetro es mayor que la dosis verdadera de esa persona. Si se conoce el tiempo que el dosímetro ha estado contaminado, la actividad y la posición de contaminación, se puede establecer esta lectura excesiva del dosímetro.

Se deberían seguir las legislaciones nacionales y/o los procedimientos locales cuando y si se deberían realizar las correcciones de dosis $H_p(0,07)$ o $H_p(3)$ de la persona.

Cuando es necesario estimar la dosis en exceso debida a la contaminación, es posible establecer de manera aproximada la contaminación como una superficie contaminada de 1 cm² y utilizar valores tabulados. La tabla D.2, en el anexo D también da factores que se pueden usar en estos casos. Es necesaria una corrección de atenuación en el entubado del dosímetro al estimar la dosis de contaminación en el exterior del dosímetro.

Anexo A (Normativo)

Especificaciones técnicas de los dosímetros

El siguiente texto y la tabla A.1 se adoptaron del Documento Técnico (TecDoc) N° 1731 del OIEA “Implicaciones de la protección radiológica ocupacional de los nuevos límites de dosis para el cristalino”, (ligeramente modificado y actualizado) por permiso^[27]. El objeto y ámbito de aplicación del TecDoc también cubre la radiación por neutrones mientras que esta norma internacional sólo cubre la radiación beta y de fotones. Por tanto, este anexo contiene información sobre la radiación de neutrones, aunque no es el caso en el resto de esta norma internacional.

Para garantizar una vigilancia individual apropiada, los monitores y/o dosímetros deberían cumplir con los requisitos de rendimiento acordados internacionalmente. Estos requisitos están incluidos en los estándares de la Comisión Electrotécnica Internacional (IEC) y la Organización Internacional de Normalización (ISO). La tabla A.1 presenta una visión general de estas normas.

En contraste con los dosímetros pasivos, los activos (especialmente los aparatos electrónicos fundamentalmente diseñados con motivos de protección de radiación) pueden tener un rendimiento bajo en campos de radiación pulsada, como los presentes, por ejemplo, en la radiología intervencionista^[24] ^[25] ^[26]. Las pruebas de rendimiento en relación a la radiación pulsada para monitores y dosímetros electrónicos publicadas en la Norma IEC 62743^[27] se deberían utilizar además de las normas indicadas en el tabla A.1. El término “radiación pulsada” debe ser conforme a lo definido en el Informe Técnico ISO/TS 18090-1.

Actualmente no hay normas disponibles para monitores de área que midan el equivalente de dosis direccional a una profundidad de 3 mm, $H'(3)$. Para fotones y neutrones, no ha habido consenso internacional en los coeficientes de conversión para las cantidades básicas de kerma en el aire, K_a , o fluencia, Φ , a $H'(3)$ y, por tanto, no se han incluido en las publicaciones de la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de la Radiación (ICRU) o de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) como el Informe ICRU 57^[28] y la publicación CIRP 74^[29], tampoco están disponibles en la bibliografía.

Tabla A.1 – Generalidades de las normas internacionales para monitores y dosímetros

Tipo de radiación	Monitores de área		Dosímetros individuales	
	Activo	Pasivo	Activo	Pasivo
Partículas beta y fotones	IEC 60846-1 $H'(0,07)$ y $H^*(10)$	IEC 62387 $H'(0,07)$ y $H^*(10)$	IEC 64526 $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$	IEC 62387 $H_p(0,07)$, $H_p(3)$ y $H_p(10)$
Neutrón	IEC 61005 ^[30] $H^*(10)$	-		ISO 21909-1 ^[31] $H_p(10)$

Anexo B (Informativo)

Vigilancia de la dosis en el cristalino

B.1 Generalidades

El siguiente texto y las tablas se adoptaron del Documento Técnico TecDoc N° 1731^[32] del OIEA “Implicaciones para la protección radiológica ocupacional del nuevo límite de dosis para el cristalino” (ligeramente modificado y actualizado) por permiso. El objeto y ámbito de aplicación del TecDoc del OIEA también cubre la radiación por neutrones mientras que esta norma internacional cubre la radiación beta y por fotones. Por tanto, este anexo contiene información sobre la radiación de neutrones, aunque no es el caso en el resto de esta norma internacional.

El método para vigilar la dosis en el cristalino depende principalmente del tipo de radiación a la que está expuesto el trabajador: neutrones, fotones y radiación beta están cubiertos. Para cada tipo de radiación, hay tres factores de impacto principal que deberían tenerse en cuenta al vigilar la dosis en el cristalino:

- A Energía y ángulo de radiación incidente;
- B Geometría del campo de radiación (puede cambiar durante el periodo de vigilancia);
- C Uso de equipo de protección personal o espesor suficiente de las pantallas y su uso correcto.

Para cada uno de los tres tipos de radiación, se presenta un cuadro distinto que trata cada uno de estos factores de impacto y que da una guía sobre la vigilancia de la dosis en el cristalino (véanse las tablas B.1 a B.3). Las líneas A a C se deberían leer en orden lógico, es decir, se aplica un primer factor de impacto A, luego B y por último C. Al hacerlo así, se cubren todos los casos posibles.

A menudo, el trabajador se expone a más de un tipo de radiación. La vigilancia, por tanto, se debería realizar para todos los tipos de radiación que contribuyen a más de casi 1 mSv en un año, pero sólo en aquellos casos donde la dosis total en el cristalino se estima que exceda $3/10^{\circ}$ del límite. En un campo de radiación mixto, puede ser necesario más de un dosímetro.

El tipo de los dosímetros debería ser comprobado y estar calibrados en términos de $H_p(3)$ usando un espectro apropiado. Si el campo de radiación es bien conocido, $H_p(3)$ se puede estimar con el uso de dosímetros de ensayo tipo y calibrados en términos de otras cantidades, es decir, $H_p(0,07)$ y $H_p(10)$ porque, en muchos casos, pueden dar una estimación adecuada en la dosis del cristalino (dependiendo del campo de radiación). Sin embargo, en este caso, el experto debería saber que la veracidad de la estimación de la dosis en el cristalino es menor y que la incertidumbre de la medición de la dosis en el cristalino puede aumentar.

En las tablas B.1 a B.3, se dan directrices para los casos en los que se pueden usar dosímetros de ensayo tipo y calibrados en cuanto a $H_p(0,07)$ o $H_p(10)$ e indican los casos en los que los dosímetros de ensayo tipo y calibrados en términos de $H_p(3)$ han de usarse. Sin embargo, debería tenerse en cuenta que los campos de radiación en el lugar de trabajo no siempre se conocen por adelantado.

Se constata que en algunas situaciones, al menos dos dosímetros están en uso, uno bajo el mandil (en el pecho) y otro sobre el mandil (cerca del cuello). Deberían tenerse en cuenta las tablas B.1 a B.3 al establecer la dosis en el cristalino de la indicación del que está cerca del cuello.

La tabla B.2 trata la radiación por fotones. Se debería tener en cuenta que si se usan los dosímetros de las extremidades de cantidad $H_p(0,07)$ en vez de dosímetros de cantidad $H_p(3)$, los dosímetros deberían:

- ser comprobado su tipo y estar calibrados en un espectro apropiado (como es el caso para el dosímetro de cuerpo entero de cantidad $H_p(10)$);
- o detectarse correctamente la radiación retrodispersa del cuerpo (es decir, la cabeza). Este suele ser el caso para dosímetros de extremidades que no tienen material espeso en la parte trasera del dosímetro. Por ejemplo, una trasera hecha de plástico de entre 1 mm a 3 mm de espesor puede ser apropiada^[33].

En la exposición a un campo de radiación mixto fotón/beta donde la energía beta máxima está por encima de 0,7 MeV, y los ojos del trabajador no se pueden proteger de la radiación beta (aunque debería ser posible usando gafas hechas de plástico transparente con un espesor de unos pocos mm), se deberían usar dosímetros para la cantidad $H_p(3)$ (véase la tabla B.3). Como dichos dosímetros normalmente detectan tanto radiación beta como de fotones, debería comprobarse su tipo y estar calibrados utilizando el mismo método, es decir, para la misma calidad y en el mismo espectro de calibración. En el pasado, el espectro base (usado para dosímetros de cuerpo entero que miden la cantidad $H_p(10)$) se sugirieron para la cantidad $H_p(3)$ ^[34]. Recientemente, se ha sugerido el espectro cilindro^{[35] [36] [37]}. Las investigaciones muestran que usar el nuevo espectro cilindro en vez del establecido espectro base no mejora significativamente la calidad de la medición salvo en ángulos de alta incidencia (mayores a 75°: a 90° sólo se puede usar el espectro cilindro para pruebas tipo)^[38]. Por tanto, en ausencia de espectro fantasma, se recomienda que se debería usar el espectro base para ángulos de incidencia de hasta 75° por su disponibilidad y el uso histórico en laboratorios de calibración.

Tabla B.1 – Dosis debidas a neutrones

Factor de impacto	Comentario	
A (Energía y ángulo)	Para algunas energías y ángulos de incidencia de neutrones, la vigilancia del cuerpo entero no parecer ser conservadora respecto a la dosis en el cristalino ^[39] . Por tanto, la dosimetría de neutrones en el cristalino puede ser necesaria en algunas situaciones de trabajo ^[39] , sin embargo, se necesita más información.	
B (Geometría)	¿Están presentes campos de radiación homogéneos?	
	Si sí ↓ Se puede usar la vigilancia del tronco.	Si no ↓ Es necesaria la vigilancia cerca del ojo
C (Equipo de protección)	Cualquier equipo de protección personal en uso no puede proteger adecuadamente de la radiación por neutrones.	

Tabla B.2 – Dosis debidas a radiación de fotones

Factor de impacto	Comentario	
A (Energía y ángulo)	¿Es la energía media de los fotones inferior a cerca de 40 keV?	
	Si sí ↓ H _p (0,07) se puede usar en lugar de H _p (3) pero no de H _p (10) (véase referencia ^[40] , figura 6 y referencia ^[41] , figura 1)	Si no ↓ ¿Viene la radiación principalmente de delante o está la persona moviéndose en el campo de radiación?
	Si sí ↓ H _p (0,07) o H _p (10) se pueden usar en vez de H _p (3) (véase referencia ^[41] , figura 1)	Si no ↓ H _p (0,07) se puede usar en lugar de H _p (3) pero no de H _p (10) (véase referencia ^[41] , figura 1)
B (Geometría)	¿Son homogéneos los campos de radiación presentes?	
	Si sí ↓ Se puede usar la vigilancia en el tronco.	Si no ↓ Es necesaria la vigilancia cerca del ojo.
C (Equipo de protección)	¿Se está usando equipo protector como gafas de plomo, pantallas de techo, mesa y laterales suspendidas?	
	Si se usa para el ojo ↓ Es necesaria la vigilancia cerca del ojo y detrás del equipo protector o detrás de una capa equivalente de material. Si no, se deberían aplicar factores de corrección apropiados para tener en cuenta las pantallas.	Si se usa para el tronco (por ejemplo, un mandil de plomo) ↓ La vigilancia detrás de las pantallas infravalora la dosis en el cristalino ya que el ojo no está cubierto por la pantalla del tronco. ↓ Es necesaria vigilancia por separado cerca del ojo

Tabla B.3 – Dosis debidas a radiación beta

Factor de impacto	Comentario	
<p style="text-align: center;">A (Energía y ángulo)</p>	¿Está la energía beta máxima por encima de 0,7 MeV?	
	<p>Si no ↓ No es necesaria vigilancia por radiación beta porque no penetra en el cristalino del ojo.</p>	<p>Si sí ↓ Es necesaria la vigilancia según lo descrito en las líneas B y C.</p>
<p style="text-align: center;">B (Geometría)</p>	<p>Como los campos de radiación beta suelen ser bastante poco homogéneos, es necesario vigilar la dosis en el cristalino con el dosímetro colocado cerca del ojo. Sin embargo, puede no ser necesaria si se usa una pantalla suficientemente espesa, véase factor de impacto C.</p>	
<p style="text-align: center;">C (Equipo de protección)</p>	¿Se está usando equipo protector pantallas y gafas que sean suficientemente espesas como para absorber la radiación beta?	
	<p>Si se usa para el ojo ↓ Se considera la “radiación de fotones” como radiación beta totalmente absorbida por la pantalla; sin embargo, hay que tener en cuenta la radiación de frenado – las contribuciones de ambas producidas fuera y dentro de la pantalla.</p>	<p>Si no se usa ↓ $H_p(3)$ es la única cantidad apropiada</p>

Anexo C (Informativo)

Consideraciones especiales en el sector médico

C.1 Generalidades

En la bibliografía, se dan valores de dosis para distintas situaciones de centro de trabajo médico. En principio, se pueden usar para juzgar si se necesita vigilancia. Al usar valores de la bibliografía, hay que asegurarse de que los datos realmente representan las condiciones de trabajo actuales sobre la fuente de radiación (por ejemplo, qué radionucleidos o qué configuración de tubos de rayos X se está usando), la geometría (por ejemplo, bajo o sobre la capa establecida en radiología) y tipos de medidas de protección radiológica (como pantallas) que se están usando. Se pueden encontrar aquí ejemplos bibliográficos de aplicaciones médicas.

También se pueden encontrar datos actualizados en la página de inicio del OIEA: https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/InformationFor/HealthProfessionals/6_OtherClinicalSpecialities/radiation-cataract/Radiation-and-cataract.htm#top.

C.2 Referencias para exposiciones ocupacionales en procedimientos de intervención

1. VANO E, GONZALEZ L, FERNANDEZ JM, ALFONSO F, MACAYA C. Occupational radiation doses in interventional cardiology: a 15-year follow-up. *Br J Radiol* 2006; 79:383-388.
2. N THEOCHAROPOULOS, J DAMILIAKIS, K PERISINAKIS, E MANIOS, P VARDAS, N GOURTSOYIANNIS, Occupational exposure in the electrophysiology laboratory: quantifying and minimizing radiation burden, *British Journal of Radiology*, 79 (2006), 644-651.
3. HO, P., CHENG. S.W., WU., et al., Ionizing radiation absorption of vascular surgeons during endovascular procedures, *J. Vasc. Surg.* 46 (2007) 455-459.
4. E.VANO, L. GONZALEZ, J. M. FERNANDEZ, Z. J. HASKAL, Eye Lens Exposure to Radiation in Interventional Suites: Caution Is Warranted, *Radiology*, 248(3) pp945-953 (2008).
5. KIM KP, MILLER DL, BALTER S, KLEINERMAN RA, LINET MS, KWON D, SIMON SL. Occupational radiation doses to operators performing cardiac catheterization procedures. *Health Phys* 2008; 94(3):211-227.
6. Ø. LIE, G. PAULSEN and T. WOJNI, Assessment of Effective Dose and Dose to the Lens of the Eye for the Interventional Cardiologist, *Radiation Protection Dosimetry* (2008), Vol. 132, No. 3, pp. 313-318.
7. U. HAUSLER, R. CZARWINSKI, G.BRIX., Radiation exposure of medical staff from interventional x-ray procedures: a multicentre study, *Eur Radiol* (2009) 19: 2000-2008.
8. VANO, E., UBEDA, C., LEYTON, F., MIRANDA, P. GONZALEZ, L. Staff radiation doses in interventional cardiology: correlation with patient exposure. *Pediatr Cardiol* 30, 409-413 (2009).
9. UBEDA C, VANO E, GONZALEZ L, et al. Scatter and staff dose levels in paediatric interventional cardiology: a multicentre study. *Radiat Prot Dosimetry* 2010; 140:67-74.

10. DAUER, L.T., THORNTON, R.H., SOLOMON, S.B., St GERMAIN, J., Unprotected operator eye lens doses in oncologic interventional radiology are clinically significant: estimation from patient kerma-area-product data, *J Vasc Interv Radiol.* 21 (2010) 1859-1861.
11. T.GEBER, M. GUNNARSSON, S. MATTSSON, Eye lens dosimetry for interventional procedures: Relation between the absorbed dose to the lens and dose at measurement positions *Radiation Measurements*, Volume 46, Issue 11, November 2011, Pages 1248-1251.
12. MARTIN, C.J., Personal dosimetry for interventional operators: when and how should monitoring be done? *Br J Radiol* 84 (2011): 639-648.
13. DONADILLE L, CARINOU E, BRODECKI M, DOMINIEKI J, JAN KOWSKI J, KOUKORAVA C, KRIM S, NIKODEMOVA D, RUIZ-LOPEZ N, SANS-MERCE M, STRUELENS L, VANHAVERE F, ZAKNOUNE R. Staff eye lens and extremity exposure in interventional cardiology: Results of the ORAMED project. *Rad Meas* 2011; 46(11):1203-1211.
14. VANHAVERE F., CARINOU E., DOMIENIK J., DONADILLE L., GINJAUME M., et al. 2011. Measurements of eye lens doses in interventional radiology and cardiology: final results of the ORAMED project. *Radiation Measurements* 2011; 46(11):1243-1247.
15. VANO E, KLEIMAN NJ, DURAN A, ROMANO-MILLER M, REHANI MM. Radiation-associated lens opacities in catheterization personnel: results of a survey and direct assessments. *J Vasc Interv Radiol.* 2013 Feb;24(2):197-204.
16. ANTIC V, CIRAJ-BJELCA O, REHANI M, ALEKSANDRIC S, ARANDJIC D, OSTOJIC M., Eye lens dosimetry in interventional cardiology: results of staff dose measurements and link to patient dose levels., *Radiat Prot Dosimetry.* 2013;154(3):276-84.
17. STRUELENS L, SCHOONJANS W, SCHILS F, DE SMEDT K, VANHAVERE F, Extremity and eye lens dosimetry for medical staff performing vertebroplasty and kyphoplasty procedures.*J Radiol Prot.* 2013 Sep;33(3):635-45.
18. O'CONNER U, GALLAGHER A, MALONE L, O'REILLY G. Occupational radiation dose to eyes from endoscopic retrograde cholangiopancreatography procedures in light of the revised eye lens dose limit from the International Commission on Radiological Protection. *Br J Radiol.* 2013 Feb;86(1022).
19. J. FARAH, L. STRUELENS, J. DABIN, C. KOUKORAVA, L. DONADILLE, S. JACOB, M. SCHELZNER, A. AUVINEN, F. VANHAVERE, I. CLAIRAND, A Correlation Study of Eye Lens Dose and Personal Dose Equivalent for Interventional Cardiologists, *Rad. Prot. Dosim.* 2013 doi: 10.1093/rpd/nct180.
20. C.J. MARTIN, J.S. MAGREE, Assessment of Eye and body Dose for interventional radiologists, cardiologists, and other interventional staff, *J. Radiol. Protect.* 33(2), 445-460, 2013.
21. MAGREE J S, MARTIN, C J, SANDBLOM V, CARTER M J, ALMEN A, CEDERBLAD A, JONASSON P and LUNDH C 2014, Derivation and application of dose reduction factors for protective eyewear worn in interventional radiology and cardiology. *J. Radiol. Prot.*, 34 (in press).

C.3 Referencias para exposiciones ocupacionales en departamentos de medicina nuclear

1. P. COVENS, D. BERUS, V. CAVELIERS et al. Skin dose rate conversion factors after contamination with radiopharmaceuticals: influence of contamination area, epidermal thickness and percutaneous absorption, *Journal of Radiological Protection*, Volume: 33 Issue: 2 Pages: 381-393 2013.

2. A. CARNICER, SANS-MERCE, M.; BAECHLER, S.; et al. Hand exposure in diagnostic nuclear medicine with F-18- and Tc-99m-labelled radiopharmaceuticals. Results of the ORAMED project, Radiation Measurements, Volume: 46 Issue: 11, 1277-1282, 2011.
3. RIMPLER, A.; BARTH, I.; FERRARI, P.; et al., Extremity exposure in nuclear medicine therapy with Y-90-labelled substances. Results of the ORAMED project, Radiation Measurements, Volume: 46 Issue: 11 Special Issue: SI Pages: 1283-1286, 2011.
4. BECKER, F. BLUNCK, C., Investigation of radiation exposure of medical staff: Measurements supported by simulations with an articulated hand phantom, Radiation Measurements, Volume: 46 Issue: 11, 2011.
5. SARTI, G.; DEL DOTTORE, F.; FABBRI, C.; et al., Individual Monitoring in Nuclear medicine Therapeutic Procedures using extremity dosimeters LiF(Mg, Cu, P), Radiation Protection Dosimetry Volume: 144 Issue: 1-4 Pages: 521-524, 2011.
6. VANHAVERE, F.; CARINOU, E.; DONADILLE, L.; et al. An overview on extremity dosimetry in medical applications, Radiation Protection Dosimetry Volume: 129 Issue: 1-3 Pages: 350-355, 2008.
7. JANKOWSKI, J; OLSZEWSKI, J; KLUSKA, K, Distribution of equivalent doses to skin of the hands of nuclear medicine personnel, Radiation Protection Dosimetry, Volume: 106 Issue: 2 Pages: 177-180, 2003.
8. R. KOPEC, M. BUDZANOWSKI, A. BUDZYNSKA, et. al., On the relationship between whole body, extremity and eye lens doses for medical staff in the preparation and application of radiopharmaceuticals in nuclear medicine, Radiation Measurements 11/2011; 46(11):1295-1298.
9. SUMMERS EC, BROWN JL, BOWNES PJ, ANDERSON SE, Eye doses to staff in a nuclear medicine department. Nucl Med Commun. 2012 May;33(5):476-80.
10. LEIDE-SVEGBORN S. External radiation exposure of personnel in nuclear medicine from 18F, 99mTc and 131I with special reference to fingers, eyes and thyroid. Rad. Prot. Dosim. 149, 196-206(2012).

Anexo D (Informativo)

Consideraciones especiales en centrales nucleares

D.1 Generalidades

Se tiene que esperar un alto porcentaje de radiación beta especialmente durante los trabajos de mantenimiento en centrales nucleares. También, se podría tener que tener en cuenta la irradiación por fotones de baja energía, hay que respetar las normas especiales y son necesarios procedimientos de protección particular para la exposición externa a esta radiación.

La exposición de personas a radiación beta y a fotones de baja energía están causada principalmente por fuentes radioactivas abiertas no apantalladas. Puede pasar este tipo de exposición, en particular, en relación a la contaminación. Las instalaciones nucleares pueden implicar la contaminación de una gran zona con composición de núclidos localmente distintos, que pueden variar en cada momento. Además, la actividad por área de unidad puede asumir valores altos. Se tiene que prestar particular atención al trabajo realizado con piezas altamente contaminadas a gran proximidad. Esto requiere normas y procedimientos especiales para las centrales nucleares, algunas de las cuales pueden ser aplicables al manejo de fuentes radioactivas en otras disciplinas.

Los componentes sobre los que puede haber contaminación son conocidos, como norma, por la experiencia operativa. Si se mide una tasa equivalente de dosis ambiental alta en gamma en componentes cerrados (por ejemplo bombas, generador de vapor), se tiene que esperar un alto porcentaje de radiación de penetración débil cuando se abre el componente.

D.2 Efecto de la ropa protectora

La tasa de dosis en la piel de radiación poco penetrante decrece rápidamente con distancia y pantallas. La atenuación en el aire y también la atenuación en ropa protectora podrían llevar a dosis bajas en la piel, aunque la tasa de dosis en la superficie de un componente contaminado sea alta.

Se pueden usar la figura D.1 y la tabla D.1 cuando se tenga que tener en cuenta la ropa protectora.

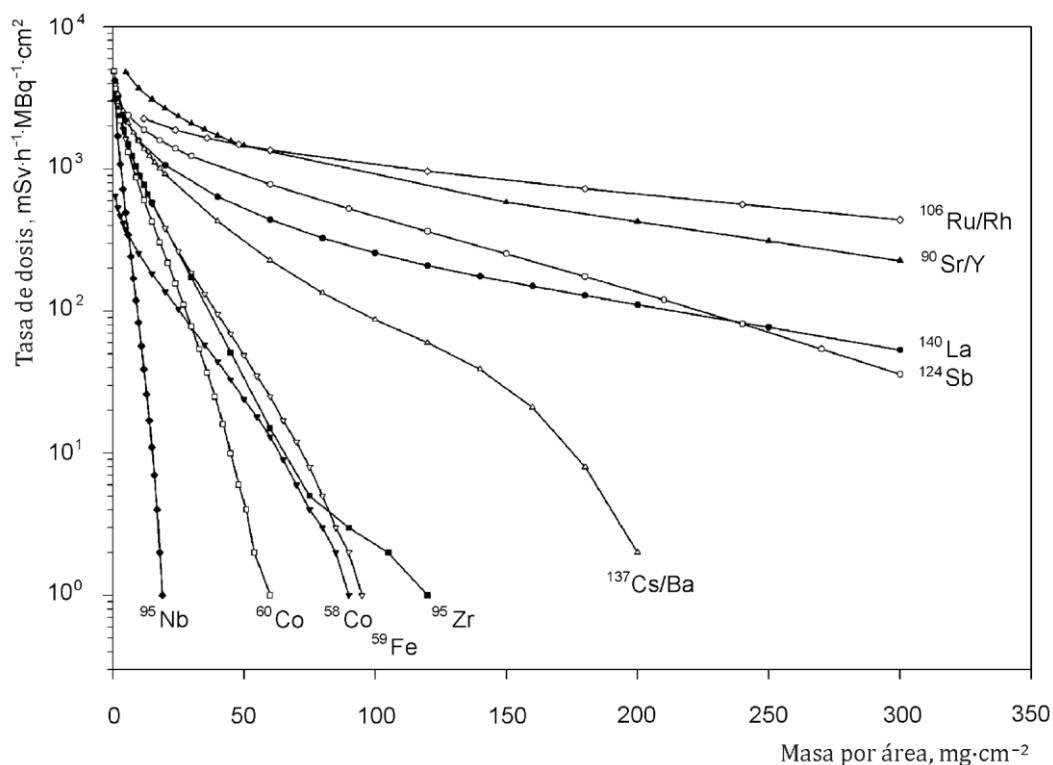


Figura D.1 – Tasas equivalentes de dosis beta calculadas como una función de la masa por área de un absorbedor frente a fuentes extendidas para varios radionucleidos frecuentemente presentes en centrales nucleares^[42]

NOTA Los componentes gamma de los radionucleidos no se consideran en los cálculos. Todos los cálculos son Cross^[42] antes de la publicación de ICRU 39^[43].

Tabla D.1 – Ejemplos de radionucleidos^a cuya radiación^b K o beta está casi completamente atenuada por la ropa protectora

Radio-núcleo	Media vida	Modo de descomposición	Energía de radiación beta o K	Energía de radiación gamma
C-14	5 730 a	β	$E_{\beta, \text{máx.}} = 156 \text{ keV}$	–
Cr-51	27,7 d	Captura K	Radiación K: 4,95 a 5,43 keV	320 keV
Mn-54	312,3 a	Captura K	Radiación K: 5,40 a 5,95 keV	835 keV
Fe-55	2,7 a	Captura K	Radiación K: 5,77 a 6,53 keV	–
Co-60	5,27 a	β	$E_{\beta, \text{máx.}} = 318 \text{ keV}^c$	1173 keV y 1332 keV
Ni-63	100 a	B	$E_{\beta, \text{máx.}} = 66 \text{ keV}$	–

a El radionucleido H-3 no está especificado porque no contribuye a la exposición a radiación externa por su baja energía beta máxima.

b Emisión rayos X característica.

c La radiación beta emitida en < 1% de todas las descomposiciones, con una energía máxima de 1 491 keV,^[44] está descuidada.

D.3 Cálculo de la dosis en la piel

La dosis en la piel de la contaminación cutánea se debe calcular (véase 8.1.2).

Existen varias alternativas para estimar la dosis de contaminación en la piel. Las reglamentaciones nacionales podrían citar qué método usar distinto a los métodos para valoración de dosis cutánea, para radionucleidos identificados y no identificados, se debería decidir por la práctica de protección radiológica.

Más abajo se da un ejemplo de cálculo de dosis cutánea.

La dosis cutánea, $H_p(0,07)$ μSv , se calcula usando la fórmula [D.1]

$$H_p(0,07) = A_{F,0} \cdot I_C \cdot \lambda^{-1} \cdot (1 - e^{-\lambda t}) \quad (\text{D.1})$$

donde

$A_{F,0}$ es la actividad por área de unidad al principio de la contaminación en $\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$;

I_C es el factor de tasa de dosis cutánea localizada en $\text{Bq}^{-1}\cdot\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{cm}^2$;

λ es la constante de descomposición, $\lambda = \ln 2/T_{1/2}$ ($T_{1/2}$ es la media vida física del radionucleido o composición del radionucleido, en horas);

t es la duración de la contaminación cutánea, en horas.

Normalmente $T_{1/2} \gg t$ y, por tanto, no hay necesidad de considerar el decrecimiento de contaminación por descomposición radioactiva, la fórmula superior se reduce a:

$$H_p(0,07) = A_{F,0} \cdot I_C \cdot t$$

En caso de emisores beta, las contribuciones $I_{C,i}$ se dan en la Referencia^[45] y Referencia^[46] y, para fotones en Referencia^[47] para muchos radionucleidos. Los factores de tasa de dosis equivalente, I_C , para algunos radionucleidos algo más frecuentes se dan en la tabla D.2.

NOTA Para contaminaciones cutáneas que suponen una radiación de penetración baja, la dosis en la piel, $H_p(0,07)$, como aproximación no depende de la extensión del área contaminada, F . Como consecuencia la actividad por área, $A_F = A \cdot F^{-1}$, es la media en una zona de 1 cm^2 .

En caso de que la actividad haya penetrado en la piel se tendrán que realizar cálculos especiales. Se deberían buscar directrices en la bibliografía, por ejemplo, ICRU 56^[48].

En caso de radionucleidos no identificado:

La dosis en la piel se puede estimar usando la tasa de emisión en superficie medida para calcular $A_{F,0}$ y el factor de tasa de dosis cutánea para emisores beta de alta energía que se da por:

$$I_C = 1,6 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{Bq}^{-1}\cdot\text{cm}^2.$$

Tabla D.2 – Factores de tasa de dosis equivalente para contaminación cutánea, I_c , para algunos radionucleidos frecuentemente presentes en centrales nucleares [45][46][47][48]

Radionucleido	I_c $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{Bq}^{-1}\cdot\text{cm}^2$
Ag-110	1,6
Ag-110m	0,54
Ba-137m	0,2
C-14	0,3
Co-60	1,1
Cr-51	0,014
Cs-137	1,3
Fe-55	0,015
Fe-59	1,1
I-131	1,4
La-140	1,7
Na-24	1,7
Nb-95	0,27
Sb-124	1,5
Sr-90	1,4
Y-90	1,6

Bibliografía

- [1] International Atomic Energy Agency, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, Interim Edition, IAEA 2011.
- [2] ICRU 47, *Measurement of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations*, ICRU 47.
- [3] ICRP 1997, *General Principles for the Radiation Protection of Workers*, ICRP 75, Ann. ICRP 27 (1), 1997.
- [4] EUROPEAN COMMISSION. EC RP 160- Technical recommendations for monitoring individuals occupationally exposed to external radiation, ISSN 1681-6803, (2009).
- [5] SANS MERCE M., RUIZ N., BARTH I. et al. Recommendations to reduce hand exposure for standard nuclear medicine procedures. *Radiat. Meas.* 2011, **46** (11) pp. 1330–1333.
- [6] ICRP 2008, *Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals. Addendum 3 to ICRP Publication 53*, ICRP 106, Ann. ICRP 38 (1-2), 2008.
- [7] VANHAVERE F., CARINOU E., GUALDRINI G. et al. ORAMED: Optimization of Radiation Protection of Medical Staff. EURADOS Report 2012-02, Braunschweig, April 2012.
- [8] IEC 61331-3:2014, *Protective devices against diagnostic medical X-radiation. Part 3: Protective clothing, eyewear and protective patient shields*.
- [9] LIE Ø., PAULSEN G., WOJNI T. Assessment of Effective Dose and dose to the lens of the eye for the interventional cardiologist. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2008, **132** (3) pp. 313–318.
- [10] HAUSLER U., CZARWINSKY R., BRIX G. Radiation exposure of medical staff from interventional x-ray procedures: a multicentre study. *Eur. Radiol.* 2009, **19** pp. 2000–2008.
- [11] DOMIENIK J., BRODECKI M., CARINOU E. et al. Extremity and eye lens doses in interventional radiology and cardiology procedures: first results of the ORAMED project. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2011, **144** pp. 442–447.
- [12] GEBER T., GUNNARSSON M., MATTSSON S. Eye lens dosimetry for interventional procedures: Relation between the absorbed dose to the lens and dose at measurement positions. *Radiat. Meas.* 2011 November, **46** (11) pp. 1248–125.
- [13] COVENS P., BERUS D., BULS N., CLERINX P., VANHAVERE F. Personal dose monitoring in hospitals: global assessment, critical applications and future needs. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2007, **124** (3) pp. 250–259.
- [14] CLERINX P., BULS N., BOSMANS H., DE MEY J. Double-dosimetry algorithm for workers in interventional radiology. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2008, **124** (3) pp. 250–259.
- [15] FARAH J., STRUELENS L., DABIN J. et al. A Correlation Study of Eye Lens Dose and Personal Dose Equivalent for Interventional Cardiologists. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2013, **157** (4) pp. 561–569.

- [16] COVENS P., BERUS D., CAVELIERS V. et al. Skin dose rate conversion factors after contamination with radiopharmaceuticals: influence of contamination area, epidermal thickness and percutaneous absorption. *J. Radiol. Prot. Volume*. 2013, **33** (Issue: 2) pp. 381–393.
- [17] DELACROIX D., GUERRE J.P., LEBLANC P., HICKMAN C. Radionuclide and radiation protection data handbook 2002. *Radiat. Prot. Dosimetry*. 2002, **98** (1).
- [18] HAMBY D.M., LODWICK C.J., PALMER T.S., REESE S.R., HIGLEY K.A. VARSKIN 4: A computer code for skin contamination dosimetry. USNRC Report NUREG/CR-6918, Rev 1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2011).
- [19] BRIESMEISTER J.F. MCNP™— a general Monte Carlo N-particle transport code. Version 4c. LANL Memorandum. LA-13709-M (Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM) (2000).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. TECDOC 1663 Radioactive Particles in the Environment: Sources, Particle Characterization and Analytical Techniques. Available at <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/8668/Radioactive-Particles-in-the-Environment-Sources-Particle-Characterization-and-Analytical-Techniques> (2011).
- [21] POLLANEN, STUK-A188 “Nuclear fuel particles in the environment - characteristics, atmospheric transport and skin doses (2002).
- [22] ICRP 1992, *The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin*. ICRP 59, Ann. ICRP 22 (2), 1992.
- [23] International Atomic Energy Agency, Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye, IAEA TECDOC 1731 (2013).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Intercomparison of Personal Dose Equivalent Measurements by Active Personal Dosimeters, IAEA TECDOC 1564 (2007).
- [25] ANKERHOLD U., HUPE O. AMBROSI, P., Deficiencies of active electronic radiation protection dosimeters in pulsed fields. *Radiat. Prot. Dosimetry*. 2009, **135** pp. 149–153.
- [26] CLAIRAND I., BORDY J.M., CARINOU E., DEBROAS J., DENOZIERE M., DONADILLE L. et al. Use of personal dosimeters in interventional radiology and cardiology. Test in laboratory condition and recommendations - ORAMED project. *Radiat. Meas*. 2011, **46** pp. 1252–1257.
- [27] IEC/TS 62743:2012, Radiation protection instrumentation. Electronic counting dosimeters for pulsed fields of ionizing radiation.
- [28] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation, ICRU Report 57*. ICRU, Bethesda, MD, 1998.
- [29] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation ICRP Publication 74, Ann. ICRP 26 (3-4), ICRP (1996).
- [30] IEC 61005:2014, *Radiation protection instrumentation. Neutron ambient dose equivalent (rate) meters*.

- [31] ISO 21909-1¹⁾, *Passive neutron dosimetry system. Part 1: Performance and test requirements for personal dosimetry.*
- [32] International Atomic Energy Agency, *Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye*, IAEA TECDOC 1731 (2013).
- [33] BEHRENS R., ENGELHARDT J., FIGEL M., HUPE O., JORDAN M., SEIFERT R. $H_p(0.07)$ Photon Dosimeters for Eye Lens Dosimetry: Calibration on a Rod vs. a Slab Phantom. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2012, **148** pp. 139–142.
- [34] ISO 12794:2000, *Nuclear energy. Radiation protection. Individual thermoluminescence dosimeters for extremities and eyes.*
- [35] GUALDRINI G., MARIOTTI F., WACH S., BILSKI P., DENOZIERE M., DAURES J. et al. A new cylindrical phantom for eye lens dosimetry development. *Radiat. Meas.* 2011, **46** pp. 1231–1234.
- [36] GUALDRINI G., BORDY J.M., DAURES J., FANTUZZI E., FERRARI P., MARIOTTI F. et al. Air kerma to $H_p(3)$ conversion coefficients for photons from 10 keV to 10 MeV, calculated in a cylindrical phantom. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2013, **154** pp. 517–521.
- [37] DAURES J., GOURIOU J., BORDY J.M. Monte carlo determination of the conversion coefficients $H_p(3)/K_a$ in a right cylinder phantom with ‘PENELOPE’ code. Comparison with ‘MCNP’ simulations. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2011, **144** pp. 37–42.
- [38] BEHRENS R. On the operational quantity $H_p(3)$ for eye lens dosimetry. *J. Radiol. Prot.* 2012, **32** pp. 455–464.
- [39] GUALDRINI G., FERRARI P., TANNER R. Fluence to $H_p(3)$ conversion coefficients for neutrons from thermal to 15 MeV. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 2013, **157** (2) pp. 278–290.
- [40] BEHRENS R., DIETZE G. Monitoring the eye lens: which dose quantity is adequate? *Phys. Med. Biol.* 2010, **55** pp. 4047–4062.
- [41] BEHRENS R. Monitoring the Eye Lens, Proceedings of the IRPA13 conference, paper TS7e.3, Glasgow, (2012). http://www.ptb.de/en/org/6/63/f_u_e/ts7e_3.pdf
- [42] CROSS W.G., ING H., FREEDMAN N.O., MANVILLE J. Table of beta-ray dose distributions in water, air and other media. Report AECL-7617 (1982).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. *Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources*, ICRU Report 39. ICRU, Bethesda, MD, 1985.
- [44] DELACROIX D., GUERRE J.P., LEBLANC P., HICKMAN C. Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 1998. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 1998, **76** p. 50.
- [45] CROSS W.G., FREEDMAN N.O., WONG P.Y. Beta Ray Dose Distributions from Skin Contamination. *Radiat. Prot. Dosimetry.* 1992, **60** pp. 149–168.

1) Pendiente de publicación.

- [46] PETOUSSI N., ZANKL M., FEHRENBACHER G., DREXLER G. Dose Distribution in the ICRU Sphere for Monoenergetic Photons and Electrons and for ca 800 Radionuclides. GSF Report 7/93. Munich/Neuherberg (1993).
- [47] ROHLOFF F., HEINZELMANN M. Dose-rate by Photon Radiation to the Basal Layer of the Epidermis in Case of Skin Contamination. *Radiat. Prot. Dosimetry*. 1996, **63** pp. 15–28.
- [48] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. *Dosimetry of External Beta Rays for Radiation Protection*. ICRU Report 56. ICRU, Bethesda, MD, 1997.

Para información relacionada con el desarrollo de las normas contacte con:

Asociación Española de Normalización
Génova, 6
28004 MADRID-España
Tel.: 915 294 900
info@une.org
www.une.org

Para información relacionada con la venta y distribución de las normas contacte con:

AENOR INTERNACIONAL S.A.U.
Tel.: 914 326 000
normas@aenor.com
www.aenor.com



organismo de normalización español en:

