

TERCER EJERCICIO

GRUPO B. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

TEMA 07: La dosis debida a la radiación externa. Métodos de estimación. Dosimetría.

ÍNDICE

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS.
2. INTRODUCCIÓN.
3. MARCO NORMATIVO
4. MAGNITUDES Y UNIDADES EN DOSIMETRÍA Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. ESTIMACIÓN DE DOSIS POR EXPOSICIÓN EXTERNA.
 - 4.1 Caracterización de un campo de radiación externa.
 - 4.2 Magnitudes dosimétricas en el ámbito de la protección radiológica.
 - 4.3 Magnitudes operacionales para la estimación de las dosis por exposición externa.
 - 4.4 Coeficientes de dosis efectiva por exposición externa.
5. SISTEMAS PARA LA VIGILANCIA DE LA DOSIS DEBIDA A LA EXPOSICIÓN EXTERNA.
 - 5.1 Sistemas para la vigilancia individual de la exposición externa.
 - 5.1.1 Radiación fotónica y radiación beta.
 - 5.1.2 Radiación neutrónica.
 - 5.1.3 Características y requisitos técnicos de los sistemas para la vigilancia individual de la exposición externa.
 - 5.2 Sistemas de vigilancia radiológica del lugar de trabajo y del medio ambiente para evaluar la exposición externa.
6. REQUISITOS NORMATIVOS EN RELACIÓN CON LA VIGILANCIA DE LA DOSIS DEBIDA A LA RADIACIÓN EXTERNA.
7. BIBLIOGRAFÍA

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS

En este tema se recogen los principales aspectos, tanto teóricos como prácticos, relacionados con la estimación de dosis debidas a la exposición externa a las radiaciones ionizantes, parte fundamental del sistema de protección radiológica.

En primer lugar, se referencia la normativa básica relacionada con el control y la vigilancia de las dosis debidas a la radiación externa.

A continuación, se presenta la metodología recogida en Reglamento de protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes (RPSRI) para la estimación de las dosis debidas a la exposición a radiación externa.

Se describen las magnitudes y unidades básicas utilizadas en dosimetría y protección radiológica, y cómo ponen en relación la energía absorbida en los tejidos, las diferencias en la eficacia biológica de los distintos tipos de radiación y la sensibilidad a la radiación de los distintos órganos y tejidos, con el fin de poder evitar las reacciones deterministas y de limitar el riesgo de efectos estocásticos a niveles aceptables.

Se presentan también las magnitudes operacionales que proporcionan una adecuada estimación de las magnitudes dosimétricas anteriores.

A continuación, se incluye en el tema una descripción de los principales sistemas para la vigilancia de las dosis debidas a la exposición externa, clasificados en función del tipo de vigilancia a que se destinan, del tipo de radiación, y del principio físico en que basan su funcionamiento, prestando especial atención a los sistemas que se utilizan más habitualmente en la actualidad.

Finalmente, se recopilan los requisitos que se establecen en el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes en cuanto a la vigilancia de las dosis debidas a la exposición externa, requisitos que deben ser tenidos en cuenta a la hora de diseñar cualquier programa de vigilancia de dichas dosis.

Este tema se relaciona con los siguientes:

TERCER EJERCICIO

Grupo B.

Tema 2: Magnitudes y unidades de protección radiológica.

Tema 3: Instrumentación y métodos analíticos utilizados en la detección y medida de la radiación ionizante. Verificación, calibración y control de calidad.

Tema 5: Protección radiológica ocupacional de los trabajadores expuestos. Principios generales, medidas de protección en el diseño y en la operación de las instalaciones.

Tema 8: La dosis debida a la contaminación interna. Métodos de estimación. Dosimetría.

2. INTRODUCCIÓN

Los efectos de la radiación ionizante sobre la salud tienen su origen en procesos físicos de absorción de energía en tejidos biológicos, que dan lugar a ionizaciones que provocan cambios moleculares e inducen efectos tanto deterministas como estocásticos.

La protección radiológica se ocupa de controlar las exposiciones a las radiaciones ionizantes de manera que se eviten las reacciones deterministas y se limite el riesgo de efectos estocásticos a niveles aceptables.

Las estimaciones de dosis permiten cuantificar la exposición a las radiaciones ionizantes y ponerla en relación con los efectos dañinos sobre la salud debido a las mismas, por lo que dicha estimación supone un elemento fundamental del sistema de protección radiológica.

Con el fin de evaluar las dosis derivadas de las exposiciones a las radiaciones ionizantes, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (*ICRP – International Commission on Radiological Protection*) y la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de la Radiación (*ICRU - International Commission on Radiation Units and Measurements*) han desarrollado magnitudes dosimétricas especiales. Las magnitudes fundamentales de protección adoptadas por *ICRP* se basan en medidas de la energía impartida a los órganos y tejidos del cuerpo humano. Estas magnitudes permiten cuantificar el grado de exposición a las radiaciones ionizantes procedentes de la irradiación corporal total y parcial debida tanto a fuentes de radiación externas como a la incorporación al organismo de radionucleidos.

En este tema se exponen los principales aspectos, tanto teóricos como prácticos, relacionados con la estimación de dosis debidas a radiación externa.

Y en relación con dicha estimación de dosis, la dosimetría (medida de la acumulación de una radiación ionizante) en el ámbito de la protección radiológica tiene aplicación tanto en la vigilancia radiológica individual, como en la vigilancia radiológica de los lugares de trabajo y del medio ambiente.

3. MARCO NORMATIVO

En el año 2013, el Consejo de la Unión Europea aprobó la *Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom*.

Esta directiva tiene en cuenta, en las normas básicas de seguridad, las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, en particular las de su Publicación 103, cuyo objetivo fundamental, según se describe en la misma, es contribuir al nivel adecuado de protección de las personas y del medio ambiente, de los efectos perjudiciales de la exposición a la radiación sin limitar indebidamente las acciones humanas beneficiosas que pueden estar asociadas a tal exposición.

Mediante el *Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes*, se ha realizado una transposición parcial de la directiva referida en lo relativo a su ámbito de aplicación.

El objeto de dicho reglamento es establecer las normas relativas a la protección de la salud de los trabajadores y de los miembros del público contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, y en su articulado se recogen, entre otros, los requisitos relacionados con el control y la vigilancia de las dosis debidas a la radiación externa.

En el anexo I del reglamento, se indica que los coeficientes de dosis efectiva por exposición externa se establecerán y actualizarán por el Consejo de Seguridad Nuclear, teniendo en cuenta las recomendaciones de las publicaciones 116 y 144 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, y las publicaciones en que se actualicen los criterios y tablas contenidos en dichas publicaciones.

Mediante Resolución de 17 de enero de 2023, el Consejo de Seguridad Nuclear estableció los coeficientes de dosis efectiva por exposición externa (coeficientes de dosis efectiva y coeficientes de dosis equivalente a la piel, para hombres y mujeres, para cada grupo de edad, para un total de 1.252 radionucleidos de 97 elementos; y normalizados a la concentración de actividad en el medio ambiente).

Finalmente, en la *Guía de Seguridad 7.1 (rev.1), Requisitos técnicos-administrativos para los servicios de dosimetría personal (SDP)*, se exponen una serie de criterios en relación con las funciones, medios humanos y técnicos, procedimientos de trabajo, registro y archivo de datos, y control de calidad, asociados al funcionamiento de dichos servicios.

4. MAGNITUDES Y UNIDADES EN DOSIMETRÍA Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. ESTIMACIÓN DE DOSIS POR EXPOSICIÓN EXTERNA.

En el Reglamento de protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes (RPSRI) se incorpora la metodología recogida en la publicación 116 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) para la estimación de las dosis por exposición externa.

Dicha metodología parte de la *dosis absorbida* como magnitud física fundamental, la cual se promedia sobre los órganos y tejidos específicos. La aplicación de factores de ponderación que tienen en cuenta las diferencias en la eficacia biológica de los distintos tipos de radiación, permite obtener la magnitud *dosis equivalente*. La suma de las dosis equivalentes de los distintos órganos y tejidos, ponderadas por la sensibilidad a la radiación de dichos órganos y tejidos, da como resultado la magnitud *dosis efectiva*.

4.1. Caracterización de un campo de radiación externa.

Un determinado campo de radiación externa queda caracterizado por el número de partículas N, su distribución en energía y dirección, y su distribución temporal.

Dicha caracterización requiere de la definición de una serie de magnitudes tanto vectoriales como escalares, que se recogen en detalle en *ICRU Report 85a (ICRU, 2011)*. Si bien las magnitudes vectoriales se utilizan sobre todo en el ámbito del transporte de la radiación, en aplicaciones dosimétricas se utilizan magnitudes escalares como la fluencia y el kerma.

La **fluencia**, Φ (de un determinado tipo de partícula) se define como el cociente entre el número de partículas incidentes en una esfera (dN) y el área de la sección transversal de dicha esfera (da):

$$\Phi = \frac{dN}{da}$$

La unidad de fluencia es el m^{-2} .

Por otra parte, la transferencia de energía de partículas sin carga eléctrica (partículas indirectamente ionizantes, como los fotones y los neutrones) a la materia se produce a través de la liberación y frenado de partículas cargadas secundarias en dicha materia. Este fenómeno conduce a la definición de la magnitud **kerma**, K, para partículas ionizantes sin carga, como el cociente entre la suma de las energías cinéticas (E_{tr}) de todas las partículas cargadas liberadas por las partículas no cargadas en una masa de materia (dm), y la masa de esa materia:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

La unidad de kerma es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de gray (Gy).

4.2. Magnitudes dosimétricas en el ámbito de la protección radiológica.

La magnitud física básica en protección radiológica es la **dosis absorbida en un punto**, D , que se define como el cociente entre la energía media impartida ($d\bar{\epsilon}$) por la radiación ionizante en un elemento de volumen y la masa de dicho elemento (dm) :

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm}$$

La unidad para la dosis absorbida es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de gray (Gy).

Las magnitudes de protección fundamentales están basadas en la medición de la energía depositada en órganos y tejidos de cuerpo humano, por lo que se define la **dosis absorbida media en un órgano o tejido**, D_T , que es la dosis absorbida promediada sobre un órgano o tejido T , y que viene dada por el cociente entre la energía media total impartida en ese órgano o tejido (ϵ_T) y la masa de dicho órgano o tejido (m_T):

$$D_T = \frac{\epsilon_T}{m_T}$$

La unidad para la dosis absorbida media es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de gray (Gy).

No obstante, para relacionar la dosis de radiación con el riesgo de la misma (detrimento de la salud), es necesario tener en cuenta tanto las variaciones de la eficacia biológica de las radiaciones de diferente calidad, como la diferencia en la sensibilidad de órganos y tejidos a la radiación ionizante.

Las variaciones de la eficacia biológica de las radiaciones de diferente calidad se tienen en cuenta mediante la magnitud **dosis equivalente**, H_T , que es la dosis absorbida media en un órgano o tejido T ponderada por un factor (w_R) que es función del tipo y calidad de la radiación implicada (R):

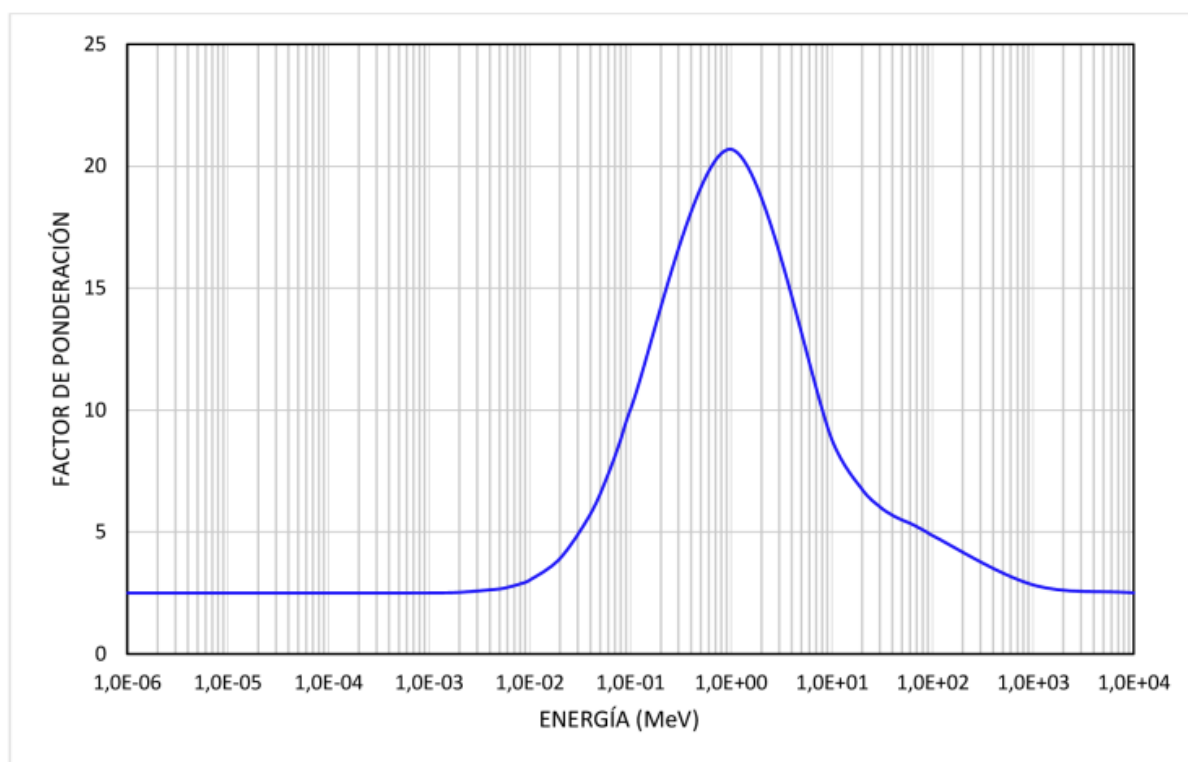
$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

El sumatorio se extiende a todos los tipos de radiación involucrados. La unidad para la dosis equivalente es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de sievert (Sv).

Los valores de los factores de ponderación de la radiación (w_R) son los siguientes:

Tipo y rango de energía	w_R
Fotones.	1
Electrones y muones.	1
Protones y piones cargados.	2
Partículas alfa, fragmentos de fisión e iones pesados.	20
Neutrones.	Ver explicación

En el caso de los neutrones, el factor de ponderación presenta una dependencia con la energía que se ajusta a la función continua que se muestra en la siguiente gráfica:



Finalmente, la diferencia en la sensibilidad de órganos y tejidos a la radiación ionizante se tiene en cuenta mediante la magnitud **dosis efectiva**, E , que es la suma de las dosis equivalentes (H_T) en todos los órganos y tejidos del organismo ponderadas por un factor (w_T) que depende del órgano o tejido irradiado:

$$E = \sum_T w_T H_T = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

La unidad para la dosis equivalente es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de sievert (Sv).

Los valores de los factores de ponderación de tejido (w_T) son los siguientes:

Órgano o tejido	w_T	$\Sigma w_T^{(1)}$
Médula ósea, colon, pulmón, estómago, mama.	0,12	0,60
Gónadas.	0,08	0,08
Vejiga, esófago, hígado, tiroides.	0,04	0,16
Superficie del hueso, cerebro, glándulas salivares, piel.	0,01	0,04
Resto de tejidos ⁽²⁾ .	0,12	0,12

⁽¹⁾ Los factores w_T representan la contribución relativa de cada órgano o tejido al detrimento de la salud resultante de una exposición total del organismo y, por ello, dichos factores de ponderación deben sumar la unidad.

⁽²⁾ Se incluyen los siguientes tejidos (14 en total): glándulas suprarrenales, región extra-torácica, vesícula biliar, corazón, riñones, nódulos linfáticos, músculo, mucosa oral, páncreas, próstata, intestino delgado, bazo, timo y útero.

Los valores de w_T se han establecido con base en una población de referencia con igual número de miembros de cada sexo y un rango amplio de edades y, por ello, de cara al cálculo de la dosis efectiva, dichos valores son aplicables tanto a los trabajadores expuestos como a los miembros del público, de uno y otro sexo en ambos casos.

Los factores de ponderación de tejido constituyen una herramienta que solo debe emplearse con fines de protección radiológica y que, por tanto, no deben utilizarse con otros propósitos como, por ejemplo, juzgar una posible relación causa-efecto entre la exposición a radiaciones y la aparición de determinadas enfermedades.

En el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes se establecen límites de dosis para las personas (trabajadores expuestos o miembros del público), en un periodo determinado, en función de las magnitudes dosis efectiva y dosis equivalente.

4.3. Magnitudes operacionales para la estimación de las dosis por exposición externa.

Las magnitudes dosimétricas (dosis efectiva y dosis equivalente), sobre las que se definen los límites de dosis establecidos en el sistema de protección radiológica, no son medibles en la práctica.

Es por ello que, para controlar y verificar el cumplimiento de dichos límites, en la exposición a campos de radiación externa, se hace uso de las denominadas **magnitudes operacionales**, definidas por ICRU (ICRU, 1985, 1988), y cuya finalidad es proporcionar una estimación o límite superior para el valor de las magnitudes de protección radiológica debidas a una exposición, o exposición potencial, de personas en la mayoría de las condiciones de irradiación.

Las magnitudes operacionales se basan en el concepto de **equivalente de dosis**, H, definido como el producto entre la dosis absorbida (D) en un punto y el factor de calidad (Q) en ese punto:

$$H = D \cdot Q$$

La unidad para el equivalente de dosis es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de sievert (Sv).

El **factor de calidad**, Q, caracteriza la eficiencia biológica de un tipo de radiación, basada en la densidad de ionización a lo largo de las trazas de las partículas cargadas en el tejido; y se define en función de la transferencia lineal de energía no restringida (L) de las partículas cargadas en agua:

Transferencia lineal de energía en agua (keV/μm)	Q(L)
< 10	1
10-100	0,32L - 2,2
>100	300/L ^{1/2}

La **transferencia lineal de energía**, L, es el promedio lineal de la tasa de pérdida de energía de una partícula cargada en un medio, es decir, la energía perdida por la radiación por unidad de longitud o de camino recorrido a través de un medio. Se define como el cociente entre la energía media (dE) perdida por una partícula cargada debido a colisiones con electrones al atravesar una distancia (dl) en la materia, y dicha distancia:

$$L = \frac{dE}{dl}$$

La unidad para la transferencia lineal de energía es el julio por metro (J/m), pero es habitual que se exprese en keV/μm.

Teniendo en cuenta lo anterior, se definen las siguientes magnitudes operacionales:

- **Equivalente de dosis personal**, Hp(d): magnitud operacional utilizada en el ámbito de la vigilancia dosimétrica individual que se define como el equivalente de dosis en tejido blando a una profundidad apropiada (d) por debajo de un punto especificado del cuerpo humano. La unidad para el equivalente de dosis personal es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de sievert (Sv).
- **Equivalente de dosis ambiental**, H*(10): magnitud operacional utilizada en el ámbito de la vigilancia radiológica de áreas que se define como el equivalente de dosis en un punto de un campo de radiación que se produciría por el

correspondiente campo alineado y expandido¹ en la esfera ICRU² a una profundidad de 10 mm y sobre el radio opuesto a la dirección del campo alineado. La unidad para el equivalente de dosis ambiental es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de sievert (Sv).

- **Equivalente de dosis direccional**, $H'(d,\Omega)$: magnitud operacional utilizada en el ámbito de la vigilancia radiológica de áreas que se define como el equivalente de dosis en un punto de un campo de radiación que se produciría por el correspondiente campo expandido³ en la esfera ICRU a una profundidad, d , y en un radio en la dirección Ω especificada. La unidad para el equivalente de dosis direccional es el julio por kilogramo (J/kg), y recibe el nombre de sievert (Sv).

Las magnitudes operacionales proporcionan una adecuada estimación, que además es conservadora, de las magnitudes dosimétricas de protección radiológica, a las que se asocian de la siguiente manera:

Magnitud de Protección Radiológica	Vigilancia dosimétrica individual	Vigilancia radiológica de áreas
Dosis efectiva.	$H_p(10)$	$H^*(10)$
Dosis equivalente en la piel.	$H_p(0,07)$	$H'(0,07,\Omega)$
Dosis equivalente en el cristalino.	$H_p(3)$	$H'(3,\Omega)$

4.4. Coeficientes de dosis efectiva por exposición externa.

Los coeficientes de dosis por exposición externa correlacionan las magnitudes dosimétricas utilizadas en protección radiológica con las magnitudes físicas que definen el campo de radiación, como la fluencia de partículas, Φ , o el kerma en aire, K_a ; o con la actividad de un determinado radionucleido presente en el medio ambiente.

En la publicación 116 de *ICRP* se recoge un listado con los coeficientes de conversión a dosis efectiva y a dosis absorbida en órgano a partir de las magnitudes fluencia y kerma en aire.

¹ Campo alineado y expandido: es un campo expandido en el que su fluencia es unidireccional.

² Esfera ICRU: es el maniquí de referencia utilizado por la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de la Radiación para la definición de las magnitudes operacionales empleadas en la estimación de las dosis por exposición externa. Consiste en una esfera de 30 cm de diámetro hecha de material equivalente a tejido con una densidad de 1 g/cm³ y una composición en masa de 76,2 % de oxígeno, 11,1 % de carbono, 10,1 % de hidrógeno y 2,6 % de nitrógeno.

³ Campo expandido: es un campo de radiación hipotético en el que su fluencia y su distribución angular y energética tienen en todo el volumen de interés los mismos valores que en el punto de referencia del campo de radiación real.

En la publicación 144 de *ICRP* se recogen los coeficientes de conversión a tasa de dosis efectiva y a órgano para miembros del público como resultado de la exposición externa a fuentes ambientales.

De acuerdo con lo recogido en el anexo I punto 4 del Reglamento de protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, en su Resolución de 17 de enero de 2023, el Consejo de Seguridad Nuclear estableció los coeficientes de dosis efectiva por exposición externa (coeficientes de dosis efectiva y coeficientes de dosis equivalente a la piel, para hombres y mujeres, para cada grupo de edad, para un total de 1.252 radionucleidos de 97 elementos; y normalizados a la concentración de actividad en el medio ambiente).

5. SISTEMAS PARA LA VIGILANCIA DE LA DOSIS DEBIDA A LA EXPOSICIÓN EXTERNA.

Los sistemas utilizados para la medida de la dosis (dosímetros) debida a exposición externa utilizados en el ámbito de la protección radiológica basan su funcionamiento en la variación de las propiedades físicas del elemento sensible del dosímetro cuando es sometido a la exposición a radiaciones ionizantes. La detección y cuantificación de dicha variación permite la medida de la dosis si el dosímetro está adecuadamente calibrado.

Existen diferentes formas de clasificar los dosímetros, en función del criterio utilizado:

- Según el tipo de aplicación:
 - Vigilancia radiológica individual: tiene por objeto fundamental garantizar, en cumplimiento de los requisitos establecidos en el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos se mantienen por debajo de los límites reglamentarios, así como aportar información que permita adoptar o implantar criterios ALARA.
 - Vigilancia radiológica de los lugares de trabajo: permite caracterizar radiológicamente las zonas de trabajo de manera que se pueda conocer de antemano cuál podría ser la dosis recibida por un trabajador en función el tiempo de permanencia; y proporciona información sobre los cambios producidos en dichas zonas que requieran de acciones desde el punto de vista de la protección radiológica.
 - Vigilancia radiológica ambiental: consistente en la medición de tasas de dosis externas debidas a la presencia de sustancias radiactivas en el medio ambiente.
- Según el modo de funcionamiento:

- Dosímetros activos: necesitan de una fuente de alimentación para su funcionamiento. Presentan una respuesta inmediata y continua durante su operación y proporcionan, en tiempo real, información sobre la dosis acumulada, la tasa de dosis y las condiciones de exposición. Tienen, además, la posibilidad de emitir alarmas.
- Dosímetros pasivos: integran la dosis durante el periodo de exposición determinado (de horas a meses) sin necesidad de estar conectados a la instrumentación de medida. La evaluación de la exposición se realiza, una vez terminado dicho periodo, en laboratorios especializados.
- Según el tipo de radiación cuya dosis es objeto de medida: fotones, beta, neutrónica...
- Según la tecnología aplicada para detectar la radiación.

Se describen a continuación las principales características de los sistemas más comunes para la vigilancia de dosis debida a la exposición externa.

5.1. Sistemas para la vigilancia individual de la exposición externa.

5.1.1. Radiación fotónica y radiación beta.

Dosimetría por termoluminiscencia.

La dosimetría por termoluminiscencia (TL) se basa en la excitación producida por la radiación ionizante (y el posterior atrapamiento en imperfecciones de la red cristalina) de los electrones de un material termoluminiscente (sólidos aislantes o semiconductores), seguidos de su liberación por calentamiento. La liberación produce una emisión de luz (debida a las recombinaciones o des-excitaciones radiativas), cuya cantidad se relaciona de manera directa con la dosis de radiación recibida por el material. La relación entre la intensidad de la luz emitida durante la lectura y la magnitud que se desea medir se determina por calibración. Después de la lectura, el detector se puede utilizar de nuevo, normalmente después de un procedimiento de borrado térmico.

La medida de la cantidad de luz emitida por un dosímetro de termoluminiscencia durante el proceso de lectura requiere normalmente de la ayuda de un tubo fotomultiplicador. La gráfica que relaciona la información de salida del fotomultiplicador en función de la temperatura, se denomina “curva de luz”, y es característica del material termoluminiscente. La forma de esta curva depende de varios factores, como son el tipo y la cantidad de impurezas y defectos de la estructura presentes en el material; la historia del mismo y su tratamiento térmico. El área comprendida bajo la curva de luz proporciona una medida de la dosis registrada por el dosímetro.

El conjunto del sistema de calentamiento del material, el tubo fotomultiplicador y la electrónica asociada conforma el lector de dosímetros TL. El lector debe estar conectado a un sistema informático en el que se almacene la información de la lectura dosimétrica.

Los detectores TL empleados en dosimetría personal combinan varios detectores de uno o varios materiales TL, de propiedades dosimétricas complementarias, bajo filtros de materiales de espesor y composición adecuados. La aplicación de algoritmos de cálculo basados en la relación de las distintas lecturas individuales permite una evaluación más correcta del equivalente de dosis personal.

Su utilización se ha generalizado en el ámbito de la protección radiológica, debido a sus múltiples ventajas:

- Existen materiales TL prácticamente equivalentes a tejido (LiF: Mg, Ti -TLD100- / LiF: Mg, Cu, P / Li₂B₄O₇: Mn, P / Li₂B₄O₇: Cu).
- Su alta sensibilidad permite la utilización en dosimetría personal y ambiental.
- Están disponibles comercialmente, tienen un tamaño reducido y pueden procesarse de forma automática.
- Son adecuados para dosimetría beta, y de extremidades (anillo o muñeca) y cristalino, debido a su reducido tamaño y bajo peso.
- Existen variedades enriquecidas en Li-6 o B-10 que son sensibles a neutrones térmicos.
- Existen materiales TL con una excelente estabilidad a largo plazo en un amplio rango de condiciones ambientales.
- Son reutilizables.
- Presentan una respuesta lineal en un amplio rango de dosis y tasa de dosis.

Por el contrario, como principal desventaja se puede señalar que la información almacenada se destruye en el proceso de lectura, si bien la curva de luz emitida puede conservarse de forma permanente.

En España, todos los Servicios de Dosimetría Personal Externa autorizados (menos uno) disponen de dosímetros de termoluminiscencia para la medida de exposición a la radiación ionizante, por lo que tiene la consideración de dosimetría oficial.

Dosimetría por luminiscencia estimulada ópticamente.

La dosimetría por luminiscencia estimulada ópticamente (OSL - *Optically Stimulated Luminescence*) se basa en un principio de funcionamiento similar a la dosimetría por termoluminiscencia (y por fotoluminiscencia, como se verá más adelante), si bien, utiliza métodos ópticos para liberar la energía de los electrones atrapados en el material luminiscente como consecuencia de la exposición a la radiación ionizante.

Como sistema de detección se utiliza un material luminiscente, como el óxido de aluminio ($\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$); y para realizar la lectura se utiliza una fuente de luz, generalmente un láser o diodo emisor de luz, de una determinada longitud de onda, que aporta la energía necesaria para liberar los portadores de carga atrapados en el material. Esta fuente de luz se puede utilizar en modo pulsado (permitiendo la lectura de la luz emitida por el dosímetro entre pulsos); o en modo continuo, en cuyo caso, la luz estimulante se separa de la luz emitida por una serie de filtros.

A diferencia de lo que ocurre con los dosímetros TL, en el proceso de lectura de un dosímetro OSL, dicha lectura solamente libera una pequeña fracción de las cargas atrapadas (es decir, borra una pequeña cantidad de la señal luminiscente almacenada en el dosímetro), lo que permite realizar varias lecturas del mismo. El borrado completo para su uso posterior requiere de un reprocesado con un dispositivo de borrado mediante luz fluorescente o LED.

Como desventaja de este sistema está el hecho de que el material detector de $\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$ no es equivalente a tejido, por lo que es necesario utilizar filtros y un algoritmo de cálculo adecuado para la determinación de H_p (10). La calibración permite establecer la relación entre la cantidad de luz emitida durante la lectura y la magnitud de radiación que se desea medir.

El desarrollo de un material con la sensibilidad suficiente ($\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$); y de sistemas de lectura adecuados y prácticos, ha permitido que este tipo de dosimetría se introduzca en el mercado. El desarrollo de nuevos materiales detectores, ya disponibles comercialmente, como el óxido de berilio (BeO), que presenta la ventaja de ser casi equivalente a tejido y, por tanto, elimina la necesidad de utilizar filtros o un algoritmo de cálculo para determinar H_p (10), permitirá que su uso se extienda aún más.

En España hay un único Servicio de Dosimetría Personal Externa autorizado para la utilización de dosimetría de luminiscencia estimulada ópticamente (autorizado a finales de 2017). Al ser un Servicio de Dosimetría Personal Externa autorizado, también se considera dosimetría oficial.

Dosimetría por fotoluminiscencia (o radiofotoluminiscencia).

El funcionamiento de la dosimetría por fotoluminiscencia es similar a las dos tecnologías anteriores. En este caso, el material detector utilizado son vidrios fosfatados activados con plata. Cuando se exponen a la radiación ionizante, parte de la energía absorbida permite el paso de electrones de la banda de valencia a la banda de conducción, algunos de los cuales serán capturados por los iones intersticiales de plata, formando centros luminiscentes estables.

La lectura se efectúa mediante radiación ultravioleta (lectores láser de luz ultravioleta pulsantes) y los vidrios emiten luz visible con una intensidad que presenta una relación lineal con la dosis absorbida de la radiación ionizante.

A diferencia de lo que ocurre con los dosímetros TL, los centros luminosos inducidos por la radiación no se destruyen durante el proceso normal de lectura. Y además son muy estables, siendo la pérdida de señal (*fading*) a temperatura ambiente insignificante a largo plazo. Todo ello permite hacer medidas que se extienden en periodos muy largos de tiempo y, además, hacer lecturas intermedias en cualquier momento.

Entre las ventajas de este tipo de dosímetros están la posibilidad de medida a largo plazo; una pérdida de señal insignificante; una buena exactitud; y la posibilidad de repetir la lectura del dosímetro en caso de que sea necesario.

Los sistemas de dosimetría por fotoluminiscencia que hay disponibles en el mercado se utilizan ampliamente en el ámbito internacional.

Dosimetría de película (fotográfica).

Los dosímetros fotográficos personales son dosímetros de tipo pasivo, y de lectura indirecta. Consisten en una película fotográfica formada por una dispersión de cristales de bromuro de plata en una fina capa de gelatina montada sobre un material plástico.

Los granos de bromuro de plata son ionizados por la radiación incidente y dan lugar a la formación de plata metálica mediante un fenómeno de disociación molecular. El conjunto de granos impresionado constituye la imagen latente. Posteriormente, mediante un proceso de revelado, los iones de plata de la imagen latente producen un ennegrecimiento permanente. Mediante un densitómetro se cuantifica el ennegrecimiento o densidad óptica de la película por absorción del haz luminoso que la atraviesa, y es dicha magnitud la que se relaciona con la dosis de radiación mediante el proceso de calibrado.

Se utilizan principalmente para monitorizar la radiación fotónica y β , pero también pueden emplearse para la medición indirecta de la dosis de neutrones térmicos, mediante la captura de esos neutrones con un filtro de cadmio (por reacción $n-\gamma$) y la evaluación del ennegrecimiento de la película producido por la radiación fotónica resultante como indicación de la dosis de neutrones.

La sensibilidad de la película en función de la energía fotónica es muy diferente de la del tejido humano. Para compensar esta dependencia de la energía, se utilizan filtros hechos de diversos metales (aluminio, cobre, plomo, estaño...) y diferentes grosores delante de la película, lo que da lugar a áreas con diferentes densidades ópticas que, mediante la utilización de algoritmos desarrollados empíricamente, permiten obtener una estimación razonablemente exacta de las magnitudes operacionales $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$.

La densidad óptica también depende del tipo de película y de las condiciones del proceso de revelado, así como de las condiciones ambientales a que estuvo expuesta la película antes de procesamiento.

Además, no varía linealmente con la dosis, por lo que es necesario incluir un conjunto de dosímetros de calibración en cada tanda de revelado que permita, mediante procedimientos de ajuste de curvas, obtener una curva de calibración que relacione las densidades ópticas medidas con la dosis recibida.

Finalmente, el intervalo de dosis que se puede medir en una sola película es bastante limitado, por lo que, normalmente, se utilizan dos capas de emulsión con diferentes sensibilidades (en un factor 100) que permitan ampliar el rango de medida.

Se trata, por tanto, de un sistema difícil de automatizar y cuyo umbral de detección (del orden de 0,20 mSv) es superior al nivel de registro establecido en España, por lo que se ha sustituido por técnicas con mejores características operativas, como son las basadas en la luminiscencia o en los detectores de semiconductor.

Dosimetría por almacenamiento directo de iones

El principio de funcionamiento de la dosimetría de almacenamiento directo de iones se basa en la combinación de una cámara de ionización con un elemento de almacenamiento de carga electrónica no volátil.

Este tipo de dispositivo acumula las dosis recibidas y permite efectuar lecturas en tan solo unos segundos en un pequeño lector in situ, por lo que el trabajador puede realizarla en cualquier momento. Los resultados registrados pueden ser enviados automáticamente al servicio de dosimetría después de cada lectura, por lo que no es necesario devolver el dosímetro a dicho servicio, excepto para el borrado (anualmente, por ejemplo).

Entre sus ventajas está que mide dosis equivalentes personales $H_p(10)$ y $H_p(0,07)$ con la exactitud requerida; tiene una elevada sensibilidad, no presenta desvanecimiento y no depende de las condiciones ambientales.

En principio, es trata de un dispositivo pasivo, pero puede utilizarse como un dosímetro de lectura directa con alarma añadiéndole un accesorio especial.

Dosimetría personal electrónica de lectura directa.

Los dosímetros electrónicos empleados en dosimetría personal están basados, generalmente, en un contador Geiger-Müller de energía compensada; o en un detector de semiconductor.

En los primeros, se mide la ionización producida en el volumen activo del contador, por lo que en estos dispositivos el tamaño viene determinado por el volumen de gas necesario para detectar la radiación.

Los dosímetros basados en detectores de semiconductor, por ejemplo, diodos de zonas compensadas tipo p-i-n de Si (Li), operan de forma parecida a como lo hace una cámara de ionización. En un diodo tipo p-i-n la zona p actúa como el cátodo y la zona n actúa como el ánodo de una cámara de ionización. La zona compensada intermedia es el volumen activo del detector. Cualquier carga generada por la radiación en esta zona, es decir pares electrón-hueco, son rápidamente separados por el campo eléctrico creado por la polarización del detector impidiendo su recombinación. Estas cargas pueden ser medidas en un circuito externo, con un electrómetro de la misma manera que en la cámara de ionización,

La ventaja de los detectores de semiconductor es la menor energía necesaria para crear un par electrón-hueco, del orden de 3 eV, frente a los aproximadamente 34 eV necesarios para crear un par de iones en el aire. Además, la mayor densidad del sólido frente al aire determina por ejemplo que, a igualdad de volumen, un diodo de silicio sea unas 18.000 veces más sensible que una cámara de ionización de aire a presión atmosférica.

En los dosímetros electrónicos el detector va unido a circuitos de medida de corriente y de control de la operación del instrumento (detectores activos) y son aptos para proporcionar medidas instantáneas de tasa de dosis y dosis integrada. Es por ello que se denominan también como dosímetros de lectura directa, ya que permiten al usuario tener una estimación inmediata de la dosis recibida.

Incorporan también la posibilidad de emitir alarmas, tanto luminosas como acústicas, que pueden ser programadas en función de los valores deseados de dosis o de tasa de dosis, permitiendo así la obtención de información muy conveniente para la aplicación de los criterios ALARA.

Otras ventajas son su sencilla conexión con ordenadores personales y la incorporación de dispositivos de memoria no volátil que permiten almacenar, y posteriormente transmitir al sistema informático, los datos relativos al historial de registros dosimétricos del dosímetro, a la calibración, a la identificación del usuario y otras informaciones relevantes.

En algunos sistemas la información dosimétrica contenida en estos dosímetros es accesible a dos modos diferentes, uno más inmediato para el propio usuario que permite el registro de dosis asociadas a tareas o trabajos específicos, y otro nivel de acceso que suele estar restringido al Servicio de Protección radiológica de la instalación, y que permite acceder a la información acumulada durante el periodo de exposición del trabajador y a determinados datos adicionales como la tasa de dosis máxima, información asociada al campo de radiación, umbrales de alarma establecidos o tarados, etc

La aplicación de los detectores de semiconductor a la dosimetría personal ha sido posible gracias al desarrollo de microprocesadores con procedimientos de discriminación por amplitud del impulso incorporados; y la miniaturización de circuitos, lo que ha permitido el diseño de instrumentos de pequeño tamaño y poco peso. Actualmente, los dosímetros incorporan más de un detector en su diseño, ampliando de esta forma tanto la capacidad del instrumento para medir Hp (10) y Hp (0.07) como el tipo de radiaciones detectables: fotones, radiación beta y, en los últimos desarrollos, incluso radiación neutrónica.

Aunque su uso está muy extendido, sobre todo en el ámbito de las instalaciones nucleares, su aplicación más frecuente es la de dosímetro operacional o de alarma y tan solo en algunos países son considerados como dosímetros personales oficiales. Algunas de las razones que se argumentan en contra del uso de dosímetros electrónicos como dosímetros oficiales son los fallos de fiabilidad y el riesgo de pérdida de datos; así como la duración de las baterías. También son importantes las dificultades para medir la radiación pulsada, y la cuestión de la calibración ya que esta debe realizarse de forma individual incrementando, de forma notable, el coste global de la dosimetría electrónica, que ya resulta elevado debido solamente al precio del dosímetro y a la necesidad de baterías.

5.1.2. Radiación neutrónica.

La dosimetría neutrónica presenta una serie de características que la hacen más complicada que la dosimetría de fotones:

- Los neutrones son partículas que producen una radiación indirectamente ionizante, por lo que su detección se basa en la detección de otras partículas o radiación generadas por la interacción de los neutrones.
- Los campos neutrónicos son siempre campos mixtos, neutrón-gamma, lo que conlleva la necesidad de separar la contribución gamma para determinar la dosis por neutrones.
- Presentan un amplio rango energético (entre los eV y los GeV), lo que obliga a que sea necesario conocer el intervalo energético de aplicación para seleccionar el dosímetro adecuado. Normalmente se distingue entre neutrones térmicos (hasta 0,4 eV, con una distribución maxwelliana en torno a 0,025 eV), epitérmicos (entre 0,4 eV y 100 keV) y rápidos (entre 0,1 MeV y varios MeV). Por encima de estas energías se suelen denominar neutrones relativistas.
- Siempre tendrán dos contribuciones: una componente directa de la fuente neutrónica, y otra componente termalizada resultado de las reacciones con los materiales del entorno.

- La gran dependencia de los factores de conversión de fluencia a dosis con la energía hace que sea necesario conocer previamente el espectro neutrónico.

Mientras la dosimetría neutrónica en el rango térmico y epitérmico está suficientemente establecida, no ocurre así en el rango rápido, de modo que no existe una dosimetría neutrónica que abarque todo el rango energético.

La dosimetría neutrónica se basa fundamentalmente en el empleo de detectores de neutrones térmicos más algún tipo de moderador que permite termalizar los neutrones epitérmicos y rápidos.

Detectores de trazas

El registro no fotográfico de las trazas de partículas no ionizantes en sólidos aislantes, como por ejemplo, mica, cristal o polímeros orgánicos, se basa en el deterioro que provocan, a lo largo de sus trazas, partículas energéticas tales como fragmentos de fisión, núcleos de retroceso pesados (C, N, O), partículas α o protones.

En dosimetría neutrónica, se utilizan comúnmente tres tipos de detectores de trazas:

- Detectores de trazas de fisión: basados en el análisis de las trazas producidas en un material en estado sólido como el policarbonato por los fragmentos de fisión resultantes al exponer a los neutrones un irradiador o convertidor de material fisionable.
- Detectores de trazas de retroceso: basados en el análisis de las trazas producidas por las partículas de retroceso cargadas (protones o iones de carbono, oxígeno y nitrógeno) resultantes de la dispersión elástica de los neutrones con los núcleos de los detectores plásticos.
- Detectores de trazas basados en reacciones (n, α): basados en el análisis de las trazas producidas por las partículas α emitidas por la interacción de los neutrones con el Li-6 o el B-10 en un irradiador externo.

Las trazas latentes se pueden hacer visibles aplicando un tratamiento por ataque químico o electroquímico, que disuelve de manera preferente el volumen de material deteriorado del detector (sólido aislante) a lo largo de la traza. Este ataque se traduce en pequeños “hoyos” que pueden observarse fácilmente con un microscopio. Se han utilizado diversos materiales como cristal, vidrio y una amplia variedad de plásticos.

La sensibilidad de los diferentes materiales varía considerablemente de unos a otros: los minerales y el vidrio son los de menor sensibilidad y los materiales orgánicos los de mayor sensibilidad. Hasta ahora el material más sensible es el polialeno carbonato de diglicol conocido como PADC o CR-39, que es capaz de registrar protones con una amplia gama de energías.

Estos materiales son de bajo coste y están disponibles en grandes cantidades. Empleando convertidores adecuados de ^6Li o de ^{10}B se puede extender su rango para neutrones térmicos. El CR-39 es insensible a fotones, lo que permite una buena discriminación en campos mixtos con componente fotónica y neutrónica.

Las ventajas de estos materiales como dosímetros son el extenso rango de energías a las que es sensible, su insensibilidad a fotones y su resistencia a los efectos ambientales.

Como principales inconvenientes hay que citar la pobre respuesta angular debido a la naturaleza direccional del proceso de ataque químico, la limitación de la detección efectiva a dos dimensiones y la gran variabilidad de resultados en términos de respuesta y de fondo. La mala reproducibilidad del fondo hace que el umbral de dosis mínima detectable sea muy alto, típicamente del orden de los $200\mu\text{Sv}$.

Dosímetros termoluminiscentes para la detección de neutrones. Dosímetros de albedo.

Los dosímetros termoluminiscentes empleados en la detección de neutrones se basan en la presencia de dos isótopos, el ^6Li y el ^{10}B . Se puede emplear, por ejemplo, el LiF:Mg,Ti que presenta dos variantes según la composición isotópica del Li, ^6Li (TLD600) o ^7Li (TLD700), siendo el primero de ellos sensible a neutrones (y también a gammas) y el segundo insensible a neutrones. Restando las lecturas de ambos dosímetros se puede obtener las contribuciones gamma y neutrónica.

Entre los dosímetros basados en técnicas de termoluminiscencia para la detección de neutrones, los más empleados son los dosímetros de albedo.

El organismo humano está compuesto de material hidrogenado, por lo que, si es irradiado con neutrones, estos serán moderados y dispersados como consecuencia de las interacciones con los núcleos de los átomos del material que lo constituye.

La dosimetría de albedo se basa en la detección de los neutrones de baja energía (neutrones de albedo) que emergen del cuerpo de una persona expuesta a neutrones de diferentes energías. Por lo tanto, cualquier detector de neutrones térmicos colocado en la superficie del cuerpo puede servir de detector de albedo.

La respuesta a los neutrones es dependiente del espectro energético de estos que, por otra parte, puede presentar grandes variaciones dentro del lugar de trabajo. No obstante, si el espectro neutrónico se conoce y es estable, la utilización de factores de corrección específicos para un emplazamiento puede solventar el problema. Además, los dosímetros de albedo son también muy sensibles a la posición en la que se coloquen sobre el cuerpo del trabajador, ya que detectan los neutrones que emergen del organismo.

En campos de neutrones rápidos, se puede utilizar, junto al dosímetro TL, un detector de trazas para medir los neutrones rápidos por separado, que solo tendrá que ser leído en caso de que el dosímetro TL indique una exposición considerable.

Detectores de burbuja

Los dosímetros de burbuja consisten en dispersiones uniformes de micro-gotas de un líquido súper-calentado (normalmente compuestos halo-carbonados o hidrocarbonados) suspendidas en otro material inerte en forma de gel viscoso, y encerradas en un tubo de cristal transparente.

Estas micro-gotas están en un estado inestable. Cuando el detector se expone a un campo de neutrones las cargas de retroceso producidas por las interacciones primarias de los neutrones en el medio del detector inducen la transición de fase de las micro-gotas del líquido súper-calentado, generando burbujas macroscópicas. El número de burbujas puede considerarse como una medida de la fluencia de neutrones.

Estos detectores presentan varias ventajas: son prácticamente insensibles a la radiación fotónica; tienen una muy alta sensibilidad para los neutrones (del orden de 0,5 μSv , correspondiente a una sola burbuja, con un fondo nulo); muestran una buena isotropía; y presentan una respuesta en dosis equivalente relativamente plana con umbrales por debajo de los 2 keV.

Entre las desventajas, está un limitado intervalo de energías y dosis; y los problemas derivados de la pérdida de sensibilidad en el almacenamiento previo a la irradiación, y de la influencia de la temperatura durante la irradiación (la temperatura aumenta la presión de vapor y, por tanto, la sensibilidad).

El sistema de lectura puede utilizar técnicas acústicas (para gel fluido) o medios ópticos (utilizando como medio un polímero elástico sólido muy viscoso).

Dosímetros personales electrónicos de neutrones. Dosímetros de semiconductor.

Los dosímetros personales activos de neutrones, basados en materiales semiconductores, utilizan el mismo principio de funcionamiento que los dosímetros personales activos de fotones que se ha expuesto anteriormente, si bien se le añade un convertidor, que es un material que favorece las reacciones nucleares o de dispersión con los neutrones, produciendo partículas cargadas que pueden ser detectadas por el semiconductor. Para energías intermedias o térmicas se emplean convertidores de Li-6 y B-10 ; para neutrones rápidos se emplean convertidores hidrogenados (polietilenos y plásticos) llamados también radiadores, que producen protones de retroceso a partir de reacciones de dispersión elástica con el H.

Los dosímetros personales activos de neutrones tienen la ventaja de ser de lectura directa y fáciles de usar. Su límite inferior de detección está en torno a los 10 μSv , según el modelo; y su rango energético abarca desde los neutrones térmicos hasta alguna decena de MeV.

Como desventajas, presentan los problemas habituales de tiempo muerto y de apilamiento de los impulsos de cualquier detector activo; una variación en la respuesta angular muy acusada; y una respuesta energética no ideal que, en muchos casos, requiere la aplicación de un factor de corrección para el lugar de trabajo.

5.1.3. Características y requisitos técnicos de los sistemas para la vigilancia individual de la exposición externa.

Las especificaciones técnicas que se requieren para la operación de los dosímetros personales tienen como objetivo el poder obtener una medida fiable de las magnitudes operacionales $H_p(10)$, $H_p(3)$ y $H_p(0,07)$ en la mayoría de las situaciones prácticas, independientemente del tipo, energía y dirección de incidencia de la radiación, y con una incertidumbre aceptable para dichas situaciones.

Dichas especificaciones implican la comprobación mediante ensayos de las características del sistema. Las más estudiadas son la variación de la respuesta del dosímetro con la energía y el ángulo de incidencia del haz de radiación, pero también se incluyen otras características dosimétricas como la linealidad, la homogeneidad y la reproducibilidad de la respuesta del dosímetro; las dosis máximas y mínimas medibles; la capacidad de trabajo en determinadas condiciones de humedad y temperatura; la capacidad de respuesta en altas tasas de dosis y campos pulsados de radiación; la capacidad de trabajar satisfactoriamente en campos electromagnéticos y de aguantar esfuerzos mecánicos y vibraciones.

Parte fundamental de la caracterización del sistema es la calibración, de manera que se garantice la trazabilidad al Sistema Internacional de Unidades y Medidas a través de laboratorios acreditados.

En cuanto a la incertidumbre global del sistema dosimétrico, en la publicación 60 de *ICRP* se recoge, en relación con la exactitud de las medidas realizadas con dosímetros personales en el lugar de trabajo, lo siguiente:

“La Comisión ha observado que, en la práctica, es posible normalmente lograr una exactitud del orden del 10 %, con un nivel de confianza del 95 %, en las mediciones de campos de radiación en buenas condiciones de laboratorio.”

En la publicación 75 de *ICRP* se añade, no obstante, que “en el lugar de trabajo, donde generalmente no se conocen bien ni el espectro energético ni la orientación del campo de radiación, las incertidumbres de una medición hecha con un dosímetro personal serán significativamente mayores. La no uniformidad y la orientación incierta del campo introducirán errores en el uso de los modelos tipo. La incertidumbre global, al nivel de confianza del 95 %, en la estimación de la dosis efectiva en torno al límite de dosis pertinente puede fácilmente ser de un factor de 1,5 en ambas direcciones para los fotones, y bastante más alta para los neutrones de energía desconocida y los electrones.

También son inevitables las incertidumbres mayores en los niveles bajos de dosis efectiva para todos los tipos de radiación”.

Según lo anterior, las dosis estimadas anualmente a un trabajador a partir de los valores obtenidos de la lectura de un conjunto de dosímetros básicos, leídos regularmente cada mes en el año y colocados sobre la superficie del organismo, no deberían diferir de las dosis anual equivalente estimada a partir de un dosímetro ideal colocado en el mismo lugar más de -33% o +50%, con un nivel de confianza del 95% para valores dosis en el orden de los límites de dosis anual.

Para valores de dosis en torno al nivel de registro en régimen de vigilancia mensual (establecido en España en 0,10 mSv), el valor de dosis medido no debería superar el doble del valor de dosis convencionalmente verdadero.

El cumplimiento de los requisitos de incertidumbre del sistema dosimétrico se verifica de forma práctica mediante diferentes criterios:

- Criterios basados en las “curvas trompeta”, que definen los valores intermedios entre el nivel de registro y el límite anual de dosis establecidos por las recomendaciones de ICRP, y que se denominan así por su característica forma.
- Criterios basados en la estimación de la exactitud y la precisión, mediante los parámetros desviación relativa de dosis (valor medio de las desviaciones individuales de cada dosímetro) y desviación estándar (de las desviaciones individuales), respectivamente, y para los que se establece un nivel de tolerancia combinado.
- Criterios basados en el análisis de incertidumbres, en el caso de la incertidumbre global de un sistema dosimétrico, mediante la combinación de incertidumbres de tipo A (aquellas que, en principio, pueden reducirse incrementando el número de medidas, como la inhomogeneidad en la respuesta del detector, la variabilidad del fondo intrínseco del dosímetro y, en general, aquellas que presentan una distribución aleatoria); y de tipo B (aquellas que no pueden reducirse aumentando el número de medidas y no pueden ser analizadas con métodos estadísticos, como la dependencia energética, la isotropía, la falta de linealidad en la respuesta, la falta de estabilidad de la señal, la propia calibración y, en general, aquellos que se producen de forma sistemática.)

Adicionalmente, a la hora de elegir un dispositivo, hay que tener en cuenta otros criterios importantes en el uso práctico de los dosímetros, como pueden ser un bajo coste; una forma y tamaño adecuados; el sistema de sujeción; la resistencia mecánica; la identificación; la facilidad de manejo; etc.

5.2. Sistemas de vigilancia radiológica del lugar de trabajo y del medio ambiente para evaluar la exposición externa.

Puesto que la instrumentación utilizada para la detección y medida de la radiación ionizante se expone en un tema anterior, se presentan a continuación solamente algunos de los aspectos que se considera de mayor importancia para la dosimetría aplicada a la vigilancia radiológica del lugar de trabajo y del medio ambiente.

Según el proceso de conversión a dosis que utilizan, se distinguen tres tipos de técnicas dosimétricas:

- Las basadas en la reproducción de los coeficientes de conversión a equivalente de dosis mediante la utilización de materiales que proporcionen una respuesta dependiente de la energía con forma similar a dichos coeficientes (utilizadas por los detectores de ionización de gases, por la dosimetría termoluminiscente, por las emulsiones sobrecalentadas y por las técnicas de moderación de neutrones).
- Las técnicas de microdosimetría basadas en la medida de la energía impartida en un volumen simulado de tamaño micrométrico equivalente a tejido y en la clasificación de la señal correspondiente según su amplitud. Esta técnica es empleada por los *TEPC (Tissue Equivalent Proportional Counter)* para dosimetría de campos mixtos n-γ, se utiliza en centrales nucleares y es el instrumento de referencia de dosimetría de área para tripulaciones de vuelos comerciales.
- Las técnicas de espectrometría que emplean directamente los coeficientes de conversión de fluencia a equivalente de dosis para obtener mediante cálculo las magnitudes operacionales. Es el caso de los sistemas de espectrometría gamma in situ (SEGIS) y de neutrones (esferas de Bonner).

Los equipos de medida utilizados en la vigilancia radiológica del lugar de trabajo y del medio ambiente, además de proporcionar resultados fiables con características de exactitud, precisión y reproducibilidad, deben cumplir unos requisitos en función de las condiciones particulares del trabajo de campo, como son una sensibilidad suficiente; la robustez necesaria para soportar condiciones ambientales adversas y cambiantes; y una respuesta adecuada al espectro de radiación existente.

Los **detectores de ionización gaseosa** están pensados más para la detección y recuento de partículas ionizantes que para la medida de dosis. No obstante, para campos de radiación conocidos, los valores de impulso o corriente que proporcionan, se pueden expresar en términos de magnitudes operacionales mediante un proceso de calibración.

En el caso de la radiación ambiental, debido a las bajas dosis medidas normalmente, se utilizan cámaras de ionización presurizadas, con una mayor sensibilidad.

Los **detectores de termoluminiscencia** se emplean para la vigilancia de la radiación beta y gamma, tanto individual como del lugar de trabajo y del medio ambiente, con las ventajas que se han expuesto anteriormente. En el caso de la vigilancia de área y ambiental, son especialmente útiles los materiales TL hipersensibles como el LiF:Mg,Cu,P (GR200H), que permiten evaluar dosis por debajo del μSv .

En cuanto a los **detectores de semiconductor**, cabe señalar entre las aplicaciones más novedosas el sistema SEGIS que, incorporando analizadores multicanal a este tipo de detectores de semiconductor, y mediante su modelado mediante métodos de Monte Carlo, proporciona un sistema de gran utilidad para la vigilancia ambiental y de área.

Los **contadores proporcionales equivalentes a tejido o TEPC** consisten en una cavidad cilíndrica o esférica con paredes de un material equivalente a tejido y que contiene un gas de composición equivalente a tejido a muy baja presión. Para definir la región de contaje proporcional se utiliza una estructura de filamentos eléctricos con un electrodo central sometido a tensión positiva de unos cuantos centenares de voltios. En los microdosímetros se detectan y clasifican los impulsos de carga eléctrica producidos por cada partícula individual según su amplitud, lo que les diferencia de las cámaras de ionización donde lo que se mide es la corriente, o de los contadores proporcionales que cuentan los impulsos resultantes. De esta forma se obtiene una distribución de los eventos de ionización producidos en el contador en función de la energía depositada.

Los **medidores de equivalente de dosis en campos neutrónicos** están basados en las reacciones neutrónicas a partir de convertidores como BF_3 , He-3 o Li-6, que tienen secciones eficaces de captura importantes para neutrones térmicos produciendo partículas alfa o protones de retroceso y que se incorporan en medios moderadores (medios hidrogenados), como el polietileno, en configuraciones esféricas y cilíndricas para detectar indirectamente las componentes intermedia y rápida del espectro neutrónico.

6. REQUISITOS NORMATIVOS EN RELACIÓN CON LA VIGILANCIA DE LA DOSIS DEBIDA A LA RADIACIÓN EXTERNA.

En el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, se recogen los requisitos de vigilancia de las dosis debidas a la radiación externa que deben ser satisfechos por el correspondiente programa de vigilancia en cada caso:

- La clasificación de los lugares de trabajo en las zonas establecidas deberá estar actualizada de acuerdo con las condiciones reales existentes, por lo que el titular de la práctica someterá a revisión la clasificación de zonas basándose en las variaciones radiológicas habidas en dichas zonas (artículo 18.3).

- En las zonas vigiladas deberá efectuarse, al menos, mediante dosimetría de área, una estimación de las dosis que pueden recibirse (artículo 20.1).
- Teniendo en cuenta la naturaleza y la importancia de los riesgos radiológicos, en las zonas controladas y vigiladas el titular de la práctica deberá realizar una vigilancia radiológica de los lugares de trabajo, con arreglo a lo dispuesto en el artículo 31 (artículo 20.2).
- En las zonas controladas en las que exista riesgo de exposición externa, será obligatoria una estimación individual de dosis, que, en el caso de trabajadores de categoría A, deberá estar basada en dosimetría individual, salvo cuando el Consejo de Seguridad Nuclear acepte expresamente alternativas propuestas por el titular con base en las características especiales del puesto de trabajo (artículo 20.3).
- La vigilancia radiológica de los lugares de trabajo a que hace referencia el artículo 20.2 comprenderá la medición de las tasas de dosis externas, especificando la naturaleza, tipo y calidad de las radiaciones de que se trate (artículo 31.1.a).
- Las dosis recibidas por los trabajadores expuestos deberán determinarse de acuerdo con lo establecido en los artículos 33 y 34 cuando las condiciones de trabajo sean normales, con una periodicidad no superior a un mes, para la dosimetría externa (artículo 32.1).
- La dosimetría individual, tanto externa como interna, será efectuada a partir de los datos dosimétricos aportados por los Servicios de Dosimetría Personal expresamente autorizados por el Consejo de Seguridad Nuclear. Estos Servicios remitirán los resultados de esta vigilancia al titular de la práctica o, en su caso, a la empresa externa (artículo 32.1).
- Los resultados de la vigilancia individual de los trabajadores expuestos serán asimismo remitidos al Consejo de Seguridad Nuclear, acompañados de la información necesaria para permitir la adecuada identificación de dichos trabajadores, de la empresa que les emplea, de las instalaciones en las que desarrollan su actividad laboral y del tipo de trabajo por ellos desarrollado. El Consejo de Seguridad Nuclear incluirá estos resultados en el Banco Dosimétrico Nacional (BDN) (artículo 32.3).
- En relación con los trabajadores expuestos pertenecientes a la categoría A será obligatorio (artículo 33):
 - o En caso de riesgo de exposición externa, la utilización de dosímetros individuales que midan la dosis externa, representativa de la dosis para la totalidad del organismo durante toda la jornada laboral.

- En caso de riesgo de exposición parcial o no homogénea del organismo, la utilización de dosímetros adecuados en las partes potencialmente más afectadas.
- Las dosis individuales recibidas por los trabajadores expuestos pertenecientes a la categoría B se podrán estimar a partir de los resultados de la vigilancia radiológica realizada en los lugares de trabajo que se establece en el artículo 31, siempre y cuando éstos permitan demostrar que dichos trabajadores están clasificados correctamente en la categoría B (artículo 34).
- En los casos en los que no sea posible la estimación de las dosis de los trabajadores expuestos (por pérdida, deterioro, no recambio del dosímetro, u otros motivos), la asignación de dosis se basará en una estimación realizada a partir de mediciones individuales hechas a otros trabajadores expuestos que hayan desarrollado trabajos similares, a partir de los resultados de la vigilancia radiológica de los lugares de trabajo prevista en el artículo 31, o a partir de las dosis previas recibidas en actividades similares, haciéndose constar expresamente este hecho en el historial dosimétrico del trabajador (artículo 35).
- La sistemática para el uso de dosímetros o instrumentos utilizados para la dosimetría de área y el procedimiento de asignación de dosis asociado deberán incluirse en un protocolo escrito, sujeto a la evaluación e inspección del Consejo de Seguridad Nuclear (artículo 36).
- El personal que participe en una intervención en caso de emergencia nuclear o radiológica deberá someterse a un control dosimétrico (artículo 69.4)

7. **BIBLIOGRAFÍA**

- Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
- DIRECTIVA 2013/59/EURATOM DEL CONSEJO, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom.
- Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
- ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).

- ICRP, 1997. General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication 75. Ann. ICRP 27 (1).
- 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).
- ICRP, 2020. Dose coefficients for external exposures to environmental sources. ICRP Publication 144. Ann. ICRP 49(2).
- Radiation Protection n.º 160, Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation. European Commission (2009).
- Guía de Seguridad General N.º GSG-7, Protección radiológica ocupacional. IAEA (2022).
- Guía de Seguridad 7.1 (rev.1), Requisitos técnicos-administrativos para los servicios de dosimetría personal.
- Curso de experto en protección radiológica, Ciemat, 2016.