

CURSO DE FORMACIÓN BÁSICO PARA LOS USUARIOS DE LA INSTALACIÓN RADIATIVA DE LA UNIVERSIDAD DE LEÓN



ÍNDICE DE TEMAS:

- Tema 1: Introducción a las radiaciones ionizantes. Naturaleza y tipos de radiación. Interacción de la radiación con la materia.
- Tema 2: Magnitudes y unidades radiológicas.
- Tema 3: Detección y medida de la radiación.
- Tema 4: Dosimetría de la radiación.
- Tema 5: Aspectos generales de la interacción de la radiación con el medio biológico.
- Tema 6: Protección radiológica operacional.
- Tema 7: Normas de manipulación de materiales radiactivos y normas de descontaminación. Gestión de materiales residuales con contenido radiactivo.

TEMA 1

INTRODUCCIÓN A LAS RADIACIONES IONIZANTES. NATURALEZA Y TIPOS DE RADIACIÓN. INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA.

ÍNDICE:

1.- ESTRUCTURA ATÓMICA Y NUCLEAR

- 1.1. Estructura atómica de la materia.
- 1.2. El núcleo atómico.

2.- RADIATIVIDAD Y REACCIONES NUCLEARES

- 2.1. Núcleos estables e inestables.
- 2.2. Desintegración radiactiva.
- 2.3. Reacciones nucleares.

3.- RADIACIONES IONIZANTES Y SU INTERACCIÓN CON LA MATERIA

- 3.1. Interacción de partículas cargadas con la materia.
- 3.2. Interacción de fotones con la materia.

1.- ESTRUCTURA ATÓMICA Y NUCLEAR

1.1. Estructura atómica de la materia.

En la actualidad se conocen algo más de un centenar de elementos químicos distintos. La mayor parte de ellos se encuentran en la naturaleza y solamente unos pocos han sido obtenidos artificialmente. Esto quiere decir que existen más de un centenar de especies de átomos. Cada **elemento químico** o especie atómica se designa con un nombre y un símbolo químico: hidrógeno (H), helio (He), carbono (C), oxígeno (O), azufre (S), potasio (K), etc.

Los diferentes tipos de átomos se combinan para formar estructuras más complejas que reciben el nombre de **moléculas**

El **núcleo** está formado por dos tipos de partículas llamadas **protones** (con carga eléctrica positiva) y **neutrones** (sin carga eléctrica o neutras) que se mantienen unidas debido a la denominada interacción fuerte (una fuerza de atracción muy intensa y de muy corto alcance que es capaz de vencer la repulsión eléctrica entre las cargas positivas de los protones). Los protones y los neutrones reciben el nombre genérico de **nucleones**, por ser ambos los constituyentes de los núcleos atómicos. En torno al núcleo se encuentran los **electrones**, partículas con carga eléctrica negativa y mucho más ligeras que los protones y neutrones del núcleo (la masa del protón o de neutrón son muy parecidas y aproximadamente 1.840 veces la masa del electrón).

El número de protones se denomina **número atómico** del elemento en cuestión (Z) y determina sus propiedades químicas. En un átomo neutro (sin carga eléctrica), este número coincide con el número de electrones aunque no es así en el caso de átomos con carga eléctrica (iones). Los números atómicos de los **elementos existentes en la naturaleza** comprenden todos los números enteros, desde $Z = 1$ para el hidrógeno hasta $Z = 92$ para el uranio, a excepción del Tecnecio (Tc) y el Prometio (Pm) que son obtenidos artificialmente y son radiactivos. A éstos hay que añadir los **elementos artificiales** generados por el hombre desde el descubrimiento de la energía nuclear, como son el plutonio, $Z = 94$, el americio, $Z = 95$, el californio, $Z = 96$, etc., todos ellos radiactivos. Los elementos de número atómico superior a $Z=82$ (Pb) son radiactivos.

1.2. El núcleo atómico

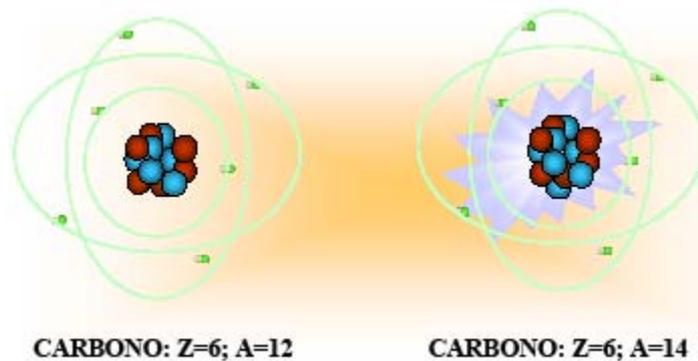
El número de protones y neutrones que constituyen un determinado núcleo se denomina número de masa o **número másico** de ese núcleo y se representa por **A**. El número de neutrones que existen en un núcleo se representa por **N**. Se tiene la relación: $A = Z + N$ luego $N = A - Z$

A los diferentes núcleos atómicos que existen en la naturaleza o que pueden producirse artificialmente se les llama, en general, nucleidos y se les designa mediante el símbolo: A_ZX siendo X el símbolo del elemento químico correspondiente y A y Z el número másico y el número atómico, respectivamente. Todos los átomos que poseen el mismo número de protones en su núcleo tienen el mismo número atómico y pertenecen al mismo elemento.

Los nucleidos que poseen el mismo número de protones (igual número atómico Z), de modo que corresponden a un mismo elemento químico, pero distinto número de neutrones (distinto número másico A) reciben el nombre de **isótopos** del elemento en cuestión. Los átomos a que dan lugar los

isótopos de un mismo elemento poseen las mismas propiedades químicas, ya que éstas sólo dependen del número de electrones en la corteza (Z).

Figura 1: Isótopos del Carbono.



Los isóbaros son nucleidos que poseen el mismo número másico A (igual número de nucleones) pero distinto número atómico Z (distinto número de protones). Por lo tanto también tienen distinto número de neutrones. Al tener diferente número atómico Z , corresponden a diferentes elementos. Por ejemplo:

^{40}K Potasio-40 y ^{40}Ca Calcio-40

^{60}Co Cobalto-60 y ^{60}Ni Níquel-60

2.- RADIATIVIDAD Y REACCIONES NUCLEARES

2.1. Núcleos estables e inestables

La mayoría de los elementos que se encuentran en la naturaleza poseen núcleos estables cuya constitución, es decir el número de protones y de neutrones que contienen, no varía con el tiempo a no ser que artificialmente se les someta al bombardeo de otras partículas nucleares. Los elementos naturales, desde el hidrógeno (H) de número atómico $Z = 1$ hasta el plomo (Pb) de número atómico $Z = 82$ están compuestos por uno o varios isótopos con núcleos estables. Los elementos naturales con Z superior al del plomo hasta llegar al uranio (U) tienen núcleos más o menos inestables que tienden, a lo largo del tiempo y con mayor o menor rapidez, a modificar su composición mediante la emisión espontánea de algunas de las partículas que los constituyen. A este fenómeno de transformación nuclear espontánea se le llama **radiactividad**, y a los átomos que así se comportan, **radionucleidos**. El ritmo o rapidez de transformación espontánea es característico de cada radionucleido y viene expresado por la llamada **constante de desintegración** (λ).

2.2 Desintegración radiactiva

La velocidad con que un determinado isótopo radiactivo se transforma en otro nucleido se expresa por la fracción de átomos que se desintegran por segundo mediante la **constante de desintegración** (λ), característica de cada radionucleido. Dicha constante representa la probabilidad de que un determinado núcleo se desintegre en la unidad de tiempo subsiguiente a un instante inicial arbitrario. Es la misma para todos los núcleos de una misma especie y es independiente de los

factores externos al núcleo, tanto físicos (presión, temperatura, ...), como químicos. Además, es constante en el tiempo, lo que significa que es independiente de la "edad" del núcleo; esto quiere decir que el núcleo radiactivo no "envejece" en el mismo sentido en que lo hace un ser vivo, cuya probabilidad de morir aumenta con la edad.

El número de átomos de un determinado radionucleido presentes en una masa de sustancia radiactiva irá disminuyendo continuamente con el transcurso del tiempo y con mayor o menor rapidez, según sea mayor o menor el valor de su constante de desintegración. Al cabo de un cierto intervalo de tiempo, el número de átomos del radionucleido en cuestión se habrá reducido a la mitad. A dicho intervalo de tiempo se le llama período de semidesintegración, o simplemente período. Se representa por $T_{1/2}$ o simplemente por T .

El período o tiempo que tarda una cantidad inicial cualquiera de un radionucleido en reducirse a la mitad al transformarse por desintegración en otra especie nuclear puede tener valores muy distintos de uno a otro radionucleido, y por ello se suele expresar en segundos, minutos, horas, días o años; para el polonio-211 es de 0,52 segundos, para el torio-231 de 25,6 horas, para el radio-226 de 1.620 años, y para el uranio-238 de $4,5 \times 10^9$ años.

Existe una relación sencilla entre la constante de desintegración (λ) y el período de semidesintegración (T)

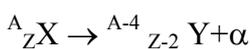
$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}$$

En los procesos radiactivos en los que se emiten partículas cargadas (radiactividad alfa y radiactividad beta), el núcleo residual pertenece a una especie nuclear distinta de la del núcleo original. En los procesos en que tan sólo se emite radiación electromagnética (radiactividad gamma) el núcleo residual pertenece a la misma especie nuclear que el originario.

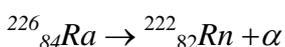
De acuerdo con la naturaleza de la radiación emitida, existen tres tipos fundamentales de procesos radiactivos: radiactividad alfa, radiactividad beta y radiactividad gamma

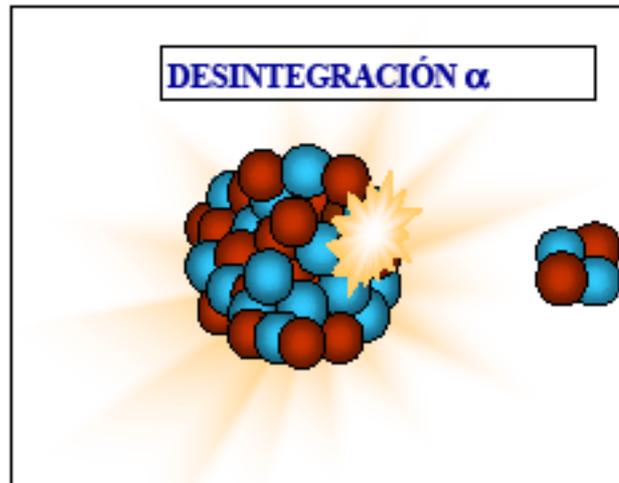
Desintegración alfa (α)

Las partículas alfa son partículas iguales a los núcleos de helio, formadas por dos protones y dos neutrones fuertemente ligados. Se trata, por tanto, de partículas pesadas cargadas doblemente con carga positiva. Cuando un núcleo emite una partícula alfa, su número atómico Z disminuye en dos unidades y su número másico A disminuye en cuatro unidades. El proceso puede simbolizarse del siguiente modo:



Por ejemplo:





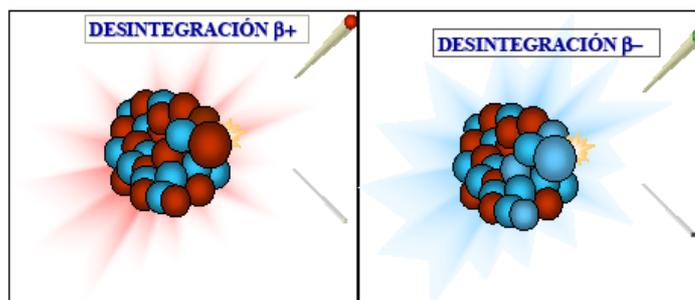
Desintegración beta (β)

La desintegración beta agrupa tres procesos: la **desintegración β⁻** o emisión de un electrón, la **desintegración β⁺** o emisión de un positrón y la **captura electrónica (CE)** o captura de un electrón por el núcleo atómico. Los núcleos que experimentan este tipo de desintegración alteran su número atómico **Z** pero no su número másico **A**, de forma que los núcleos residuales son isóbaros del originario.

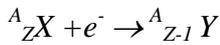
La **desintegración β⁻** es el resultado de la desintegración de un neutrón del núcleo que se transforma en un protón dando lugar a la emisión de un electrón y un antineutrino. Se da principalmente en núcleos que poseen un número excesivo de neutrones. El núcleo inicial se transforma entonces en otro núcleo atómico diferente que tiene el mismo número másico que el originario pero su número atómico es una unidad mayor.

El espectro energético de los electrones emitidos por un determinado radionucleido emisor β⁻ es un **espectro continuo**; es decir, los electrones emitidos en la desintegración β⁻ presentan una distribución continua en energías, abarcando desde cero hasta una energía máxima **E_{max}** que es característica del núcleo en particular.

La **desintegración β⁺** consiste en la emisión de positrones por los núcleos atómicos. El positrón es la antipartícula del electrón: su masa es igual a la del electrón pero su carga eléctrica es positiva. La desintegración β⁺ es el resultado de la transformación de un protón del núcleo en un neutrón, con la emisión de un positrón y un neutrino. El núcleo residual tendrá el mismo número másico que el originario pero su número atómico se verá reducido en una unidad.

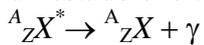


La **captura electrónica (CE)**. En este proceso, el núcleo captura un electrón, transformando un protón del núcleo en neutrón y un neutrino. El núcleo residual tiene el mismo número de nucleones que el originario, pero su número atómico disminuye en una unidad. El proceso queda representado por:

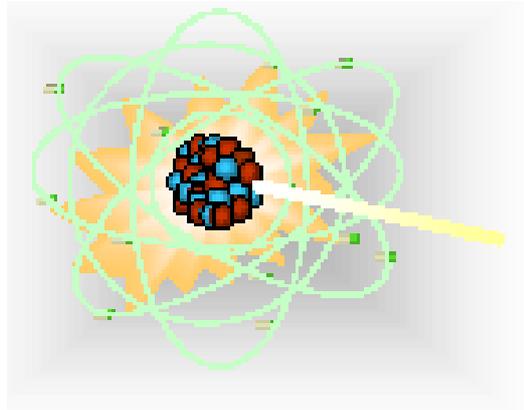


Desintegración gamma

La emisión de rayos gamma (γ) representa para el núcleo un medio para desprenderse de su energía de excitación. Un núcleo que acaba de experimentar una desintegración alfa o beta puede quedar en un estado excitado; se desexcitará emitiendo un fotón γ . Este proceso se representa por:



en donde el asterisco nos indica que el núcleo estaba en un estado excitado.



A los isótopos emisores de positrones se les debe considerar en la práctica como **emisores de radiación gamma** ya que por ser los positrones partículas inestables, se unen a electrones teniendo lugar la **aniquilación** de ambas partículas y convirtiéndose la masa en energía que aparece en forma de **dos fotones** de radiación gamma de **0,511 MeV de energía cada uno**.

Además, las desintegraciones β y α suelen ir acompañadas de emisión γ , al quedar el núcleo residual en estado excitado o de mayor energía.

3.- RADIACIONES IONIZANTES Y SU INTERACCIÓN CON LA MATERIA

Se denominan **radiaciones ionizantes** a todas aquellas partículas (electrones, neutrones, protones y partículas alfa) que tienen la propiedad de penetrar en la materia y producir ionización en los átomos constituyentes de la misma. En el caso de los fotones (radiación electromagnética) solo aquellos con suficiente energía para extraer electrones de los átomos (rayos X y radiación gamma) son radiaciones ionizantes.

Las radiaciones ionizantes constituidas por partículas cargadas (electrones, protones, partículas α) son radiaciones **directamente ionizantes** ya que la ionización del medio está producida por la propia partícula. La radiación electromagnética (fotones) y la constituida por partículas neutras (neutrones) también producen ionización en el medio en el que penetran. Pero esta ionización en su mayoría no es directa, sino indirecta, por intermedio de otras partículas cargadas. Por esta razón, la radiación electromagnética y los neutrones se consideran como radiaciones **indirectamente ionizantes**.

3.1 Interacción de partículas cargadas con la materia

Cuando una partícula cargada penetra en la materia, experimenta la acción de fuerzas electrostáticas de núcleos y sobre todo, de electrones, lo que supone una acción paulatina de frenado que concluye con la detención de la partícula. Las partículas cargadas pierden su energía al interactuar con la materia a través de tres tipos de interacciones, fundamentalmente:

-Colisión elástica. La partícula choca con los átomos del medio desviándose de su trayectoria y cediendo una cierta cantidad de energía en forma de energía cinética. No se produce alteración atómica ni nuclear en el medio.

-Colisión inelástica. La partícula choca con los átomos del medio modificando la estructura electrónica de los mismos produciendo excitaciones (movimiento de electrones a niveles energéticos menos ligados) o ionizaciones arrancando electrones del átomo.

-Colisión radiativa. La partícula cargada se frena o se desvía en su interacción con los átomos del medio y, como resultado, emite ondas electromagnéticas (emite radiación, de ahí el nombre de colisión radiativa), sin modificar la estructura del átomo. Este proceso, a nivel elemental se produce con mayor probabilidad en las proximidades del núcleo atómico como consecuencia de pequeñas desviaciones de la partícula incidente. Es la radiación de frenado y recibe el nombre de **bremsstrahlung**.

3.2 Interacción de fotones con la materia.

La radiación X y gamma son radiaciones electromagnéticas cuya interacción directa con la materia da lugar a la liberación de electrones secundarios que serán los que producirán fundamentalmente excitación e ionización de los átomos y moléculas de la materia que atraviesan. Son por tanto radiaciones indirectamente ionizantes. La interacción directa tiene lugar a través de alguno de los tres procesos siguientes:

-Efecto Fotoeléctrico. El fotón es completamente absorbido y toda su energía transferida a un electrón, el cual escapa del átomo al que estaba ligado con una energía cinética igual a la diferencia entre la energía del fotón incidente y la de ligadura al átomo. Se puede interpretar como una transferencia total de la energía del fotón a un electrón ligado en un átomo. Como el átomo residual queda con un electrón menos, se producirá emisión de radiación electromagnética característica al ocupar dicha vacante otro electrón del mismo átomo, situado en un nivel energético superior.

-Efecto Compton. El fotón sólo cede al electrón con el que interactúa una parte de su energía, convirtiéndose en otro fotón de menor energía y desviándose de la trayectoria inicial. La energía cedida al electrón varía dependiendo del ángulo de dispersión del fotón saliente respecto a la dirección inicial.

-Creación de pares. El fotón gamma al acercarse a un núcleo atómico se transforma materializándose en un electrón y un positrón. Puesto que se trata de una conversión de energía en materia, y la suma de las masas del electrón y positrón equivale a una energía de 1,02 MeV, ésta tendrá que ser la energía mínima del fotón incidente para que pueda tener lugar la creación de pares.

TEMA 2

MAGNITUDES Y UNIDADES RADIOLÓGICAS

ÍNDICE:

1.- INTRODUCCIÓN.

2.- GENERALIDADES SOBRE MAGNITUDES RADIOLÓGICAS.

3.- MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS.

3.1 Exposición.

3.2 Kerma.

3.3 Dosis absorbida.

3.4 Relación entre exposición y dosis absorbida en un material.

4.- MAGNITUDES DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

4.1 Equivalente de dosis en un punto, H.

4.2 Magnitudes limitadoras: dosis equivalente en un órgano y dosis efectiva

1. – INTRODUCCIÓN

Para caracterizar de forma cuantitativa y precisa las radiaciones ionizantes y sus posibles efectos es necesario disponer de un conjunto de magnitudes con sus correspondientes unidades. Desde la creación de la Comisión Internacional de Unidades y Medidas de la Radiación (ICRU) en 1925, esta comisión se ocupa de la definición formal de las magnitudes y unidades radiológicas así como de desarrollar recomendaciones internacionalmente aceptables acerca del uso de dichas magnitudes y los métodos adecuados de medida. Por otra parte, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), se ocupa de establecer recomendaciones similares en relación con la protección radiológica.

La legislación europea establece que desde el 1 de enero de 1986 las mediciones de radiaciones ionizantes se expresen en unidades del Sistema Internacional (SI). El hecho de que se citen en este documento las unidades antiguas obedece únicamente a la existencia de instrumentación de medida con escalas o mostradores expresados en ese tipo de unidades.

2. - GENERALIDADES SOBRE MAGNITUDES RADIOLÓGICAS

a) Magnitudes dosimétricas. Miden la cantidad de energía convertida y finalmente depositada en la materia por la radiación a su paso por ella. Se conciben como una medida física que se correlaciona con los efectos reales o potenciales de la radiación. Dosis absorbida.

b) Magnitudes para la medida de radiactividad. Magnitudes relacionadas con la medida de la radiación producida por sustancias radiactivas.

-**ACTIVIDAD:** son las desintegraciones por unidad de tiempo que sufre un radionucleido

Las unidades son el **Bequerelio (Bq)** (una desintegración por segundo) y el **Curio (Ci)**.

1Ci = 37 GBq = 3,7 10¹⁰ Bq

3.- MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS

3.1. Exposición

Se define esta magnitud para un haz de fotones en aire como el cociente entre el valor absoluto de la carga total de todos los iones de un mismo signo producidos en aire, dQ , cuando todos los electrones liberados por los fotones absorbidos en la masa dm sean detenidos completamente en el aire:

$$X = dQ/dm$$

La definición de la exposición implica una serie de restricciones y consideraciones:

a) Es una magnitud definida exclusivamente para un haz o campo de **fotones** (radiación X o gamma) en un medio específico, **el aire**.

b) Es esencialmente una medida del poder ionizante en aire de un campo de fotones, cuando la magnitud de importancia radiobiológica es la energía absorbida. Es una magnitud de paso hacia la dosis absorbida.

Unidad: **Ckg⁻¹**, Existe una unidad antigua y hoy obsoleta que es el **roentgen, (R)**.

La dificultad que representa el empleo de la unidad SI de exposición por la difícil relación con el R, junto con la circunstancia de que la exposición esté definida solamente para fotones en aire, hacen que cada vez sea menos interesante esta magnitud. Para niveles de terapia, el interés se desplaza hacia el kerma en aire, y en niveles de protección, hacia el equivalente de dosis.

La exposición es una magnitud que disminuye con el cuadrado de la distancia a la fuente emisora, cuando ésta emite fotones de forma homogénea en todas las direcciones.

3.2. Kerma

El nombre de esta magnitud radiológica, deriva de las iniciales de la definición breve inglesa (*Kinetic Energy Released per unit Mass*: energía cinética transferida por unidad de masa), y se define como el cociente entre la suma de todas las energías cinéticas iniciales de todas las partículas ionizantes cargadas, dE_{tr} , liberadas por partículas ionizantes no cargadas, en un material de masa dm :

$$K=dE_{tr}/dm$$

Unidad: Jkg^{-1} , y su nombre especial es **gray (Gy)**.

La unidad antigua de kerma es el **rad**, cuya relación con la unidad SI es:

$$1 \text{ rad} = 0.01 \text{ Gy}$$

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

El kerma es una magnitud característica de un campo de partículas no cargadas (neutrones y fotones). Es una magnitud no estocástica y función de punto. El kerma es una magnitud representativa de la energía transferida por unidad de masa a un punto de un material.

Una ventaja del kerma, que añadir a su propiedad de ser válido tanto para los neutrones como para los fotones, es que sus valores numéricos expresados en gray se parecen mucho a los valores numéricos correspondientes a la dosis absorbida en aire, en agua o en tejido biológico blando, en **condiciones de equilibrio** de partículas cargadas (cuando la fluencia de éstas es constante dentro de distancias iguales al alcance máximo de la partícula cargada). Estas dos características es lo que hace más atrayente su uso frente al de exposición.

3.3. Dosis absorbida

La dosis absorbida, D , en un material dado se define (ICRU, 1998b) como el cociente entre la energía media impartida por la radiación de , a un material de masa dm :

$$D = de/ dm$$

Es decir, e representa la energía neta que "se queda" en el volumen de materia considerado.

Unidad: Jkg^{-1}

Las unidades especiales en el SI y antiguas de la dosis absorbida y de las correspondientes tasas de esta magnitud son las mismas que las establecidas por el kerma, pues ambas magnitudes tienen las mismas dimensiones.

La dosis absorbida, que es la magnitud dosimétrica de más interés, resulta válida para **cualquier tipo de radiación y requiere especificar el material en el que se cede la energía.**

4.- MAGNITUDES EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

4.1 Equivalente de dosis¹ en un punto, H

El concepto de equivalente de dosis en un punto se introdujo por primera vez en 1962 para tener en cuenta la distinta eficacia biológica relativa de los diferentes tipos de radiación ionizante en los niveles bajos de exposición.

En su versión más reciente, el equivalente de dosis, H , en un punto de un órgano o tejido se define (ICRP, 1991; ICRU, 1993) como el producto:

$$H = Q \cdot D$$

donde D es la dosis absorbida y Q es el factor de calidad en ese punto.

La unidad en el SI es J Kg^{-1} y su nombre especial es sievert (Sv). La tasa de equivalente de dosis es el cociente dH entre dt .

El **factor de calidad** se introduce para cuantificar la mayor o menor eficacia biológica de las partículas cargadas generadas en el proceso de absorción de energía.

¹ Magnitud recientemente corregida y que traduce correctamente la expresión inglesa "dose equivalent". Hasta hace poco tiempo se traducía incorrectamente como dosis equivalente. Esta magnitud es diferente conceptualmente de la definida en el apartado 4.2, dosis equivalente, H_T .

4.2. Magnitudes limitadoras: dosis equivalente en órgano y dosis efectiva

Las magnitudes limitadoras son las que se utilizan para establecer límites máximos con objeto de proteger a los seres humanos de los posibles efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Estas magnitudes son valores medios, promediados sobre una masa extensa, como puede ser un órgano o un tejido humano. Las dos magnitudes actualmente en uso fueron introducidas por ICRP en 1991 (ICRP, 1991).

Dosis equivalente en un órgano, H_T

Los estudios biológicos han mostrado que la probabilidad de efectos estocásticos sobre la salud debidos a radiaciones ionizantes depende no solo de la dosis absorbida (energía depositada por unidad de masa) sino también del tipo y energía de la radiación considerada. Ello es consecuencia de los diferentes procesos mediante los cuales se deposita la energía a nivel microscópico, que varían dependiendo del tipo de radiación (fotones, electrones, neutrones, partículas pesadas, etc). Para tener en cuenta dicho efecto, ICRP introdujo los denominados "factores ponderales de radiación" o "factores de peso de radiación" en la definición de una nueva magnitud.

La dosis equivalente en un órgano o tejido T debida a la radiación R , $H_{T,R}$, se define (ICRP, 1991; ICRU, 1993) como:

$$H_{T,R} = W_R D_{T,R}$$

donde $D_{T,R}$ es la dosis absorbida media para la radiación R en el órgano o tejido T y W_R es el factor de ponderación para la radiación R . En el caso de que existan radiaciones y energías con distintos valores de W_R , la equivalente de dosis en el órgano o tejido T , H_T , es la suma:

$$H_T = \sum W_R D_{T,R}$$

Puesto que los factores de ponderación son números, la unidad para la dosis equivalente en un órgano o tejido es la misma que para la dosis absorbida, es decir: J Kg⁻¹. Sin embargo, se utiliza el nombre especial de sievert (Sv) para distinguir claramente cuándo se está hablando de esta magnitud y cuándo de dosis absorbida o de kerma (magnitudes dosimétricas que no tienen en cuenta posibles efectos biológicos).

Los factores de ponderación para los distintos tipos de radiaciones ionizantes han cambiado respecto de los anteriores de ICRP 60 (1991) y son los que se muestran a continuación:

Tipo de radiación	W_R
Fotones	1
Electrones y muones	1
Protones y piones cargados	2
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20
Neutrones	Una curva continua en función de la E_n

Dosis efectiva, E

La probabilidad de aparición de efectos estocásticos depende no solo del tipo de radiación sino también del órgano considerado. Es decir, no todos los órganos y tejidos del cuerpo humano son igualmente radiosensibles. Por tanto, se consideró apropiado definir una magnitud más, a partir de la equivalente de dosis, que tuviese en cuenta la combinación de diferentes dosis en diferentes órganos como consecuencia de una irradiación del cuerpo entero.

La dosis efectiva, E , se define (ICRP, 1991; ICRU, 1993) como:

$$E = \sum W_T H_T = \sum W_T W_R D_{T,R}$$

donde H_T es la equivalente de dosis en el órgano o tejido T y w_T es el factor de ponderación para dicho órgano, con la condición:

$$\sum W_T = 1$$

Los factores de ponderación para los distintos órganos del cuerpo humano, w_T , actualizados según las últimas recomendaciones de ICRP 103, se muestran en la tabla siguiente, y representan la proporción del riesgo que se debe al órgano T , dentro del riesgo total cuando el cuerpo se irradia uniformemente.

Tejido / órgano	w_T	S_{wT}
Gónadas	0,08	0,08
Médula ósea, colon, pulmón, estómago, mama y resto del organismo	0,12	0,72
Vejiga, esófago, hígado y tiroides	0,04	0,16
Superficie ósea, cerebro, glándulas salivales, piel	0,01	0,04

TEMA 3

DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN

ÍNDICE:

1. GENERALIDADES DE LA DETECCIÓN

1.1. Fundamentos físicos de la detección.

2.- DETECTORES DE IONIZACIÓN GASEOSA.

2.2. Cámara de ionización.

2.3. Contador proporcional.

2.4. Contador Geiger.

3.- DETECTORES DE CENTELLEO.

3.1. Detector de centelleo sólido

3.2. Centelleo en fase líquida.

4.- OTROS DETECTORES

4.1 Detectores basados en termoluminiscencia

4.2 Detectores basados en semiconductores

1. GENERALIDADES DE LA DETECCIÓN

1.1. Fundamentos físicos de la detección

Las partículas cargadas a su paso por la materia producen perturbaciones al interactuar con los componentes que poseen carga (núcleos y electrones) principalmente en la forma de interacciones electrostáticas. La radiación electromagnética, al carecer de carga, no produce directamente estos efectos, pero sí indirectamente a través del efecto fotoeléctrico, el efecto Compton, o la creación de pares, en los que se producen partículas cargadas. El efecto directo de la perturbación depende de la intensidad de la interacción electrostática, pudiéndose clasificar en:

a) **Excitación de luminiscencia.**

Si la cesión de energía es pequeña, se pueden producir procesos de excitación de los electrones que son promovidos a niveles energéticos más elevados con una desexcitación posterior acompañada generalmente de emisión de radiación electromagnética, tal y como ocurre en algunos medios sólidos. La medida esta radiación luminosa producida está directamente relacionada con la radiación ionizante que la provocó. Este fenómeno es el que se aprovecha en los detectores basados en termoluminiscencia, como los dosímetros termoluminiscentes o TLDs o en los basados en centelleadores.

b) **Producción de carga** (ej.: ionización de los gases).

Si la cesión de energía supera ciertos umbrales el electrón puede recibir una energía suficiente para que se produzca su expulsión total del átomo, lo que se denomina ionización, tal y como ocurre generalmente en los medios gaseosos.

Así, cuando una radiación ionizante atraviesa un gas, provoca la ionización de una parte de sus átomos y, por consiguiente, la liberación de iones positivos y electrones negativos. Con ello, el gas, que primitivamente se comportaba como un aislante eléctrico, pasa a ser parcialmente conductor. Midiendo la corriente eléctrica que por él circula, en determinadas condiciones, puede deducirse la intensidad de la radiación que lo atraviesa.

El caso de los detectores basados en semiconductor es similar al de los detectores de ionización, con la diferencia de que ahora se producen pares electrón-hueco en un medio sólido.

c) **Disociación de la materia.**

En casos más extremos de cesión energética, los efectos producidos pueden dar lugar a disociación, proceso en el que se rompen enlaces químicos, formándose radicales libres de gran reactividad química y produciendo alteraciones en la constitución de la materia. Un ejemplo de este fenómeno es el ennegrecimiento de placas fotográficas. Las radiaciones ionizantes pueden atravesar la envoltura que protege de la luz ordinaria a una película fotográfica y ennegrecerla. Midiendo después la intensidad de dicho ennegrecimiento se puede deducir la dosis de radiación que ha alcanzado a la película fotográfica.

En general, cualquiera de los tres procesos citados puede constituir el fundamento de un detector, dispositivo genérico que puede adoptar varias configuraciones específicas que permiten alcanzar una variada información, que puede ser por ejemplo, la mera información de llegada de radiación ionizante, el tipo de partícula, su energía, etc. En general, se suele distinguir entre **contadores**, que se limitan a contar las partículas o fotones que alcanzan el dispositivo, o **espectrómetros**, donde además de la información de presencia que da el detector, se mide la energía de la radiación incidente.

2.- DETECTORES DE IONIZACIÓN GASEOSA

Los detectores de ionización tienen un recinto lleno de un gas a presión conveniente en el que se disponen dos electrodos a los que se les aplica una tensión de polarización, creando por tanto un campo eléctrico en el interior del volumen del detector.

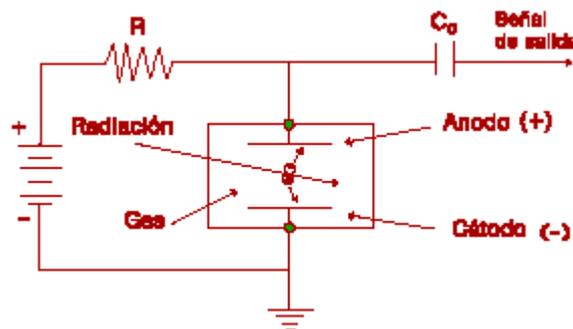


Figura 1: Detector de ionización gaseosa.

En las circunstancias descritas, dado que los gases son aislantes, en condiciones normales no circula corriente eléctrica entre ambos electrodos. Pero si una partícula ionizante alcanza el espacio interelectrónico, el campo eléctrico existente dará lugar a que las cargas eléctricas generadas por la interacción de la radiación, se muevan hacia los electrodos de signo contrario. De esta forma se origina en el circuito de detección un breve paso de corriente, o impulso de corriente, que puede ser medido y revela la llegada de la radiación al detector.

Al variar la tensión de polarización aplicada a los electrodos, varía la amplitud del impulso obtenido según se ve en la gráfica de la **Figura 2**, estableciéndose tres tipos de detectores de ionización gaseosa que se corresponden con las zonas de la gráfica: zona de cámara de ionización (2), zona proporcional (3) y zona Geiger (5).

Hay que tener en cuenta que las cargas formadas como consecuencia de la ionización del medio siempre están sometidas a dos efectos antagónicos: por un lado estas cargas tienden a recombinarse y por otro lado el campo eléctrico aplicado provoca el arrastre de estos portadores.

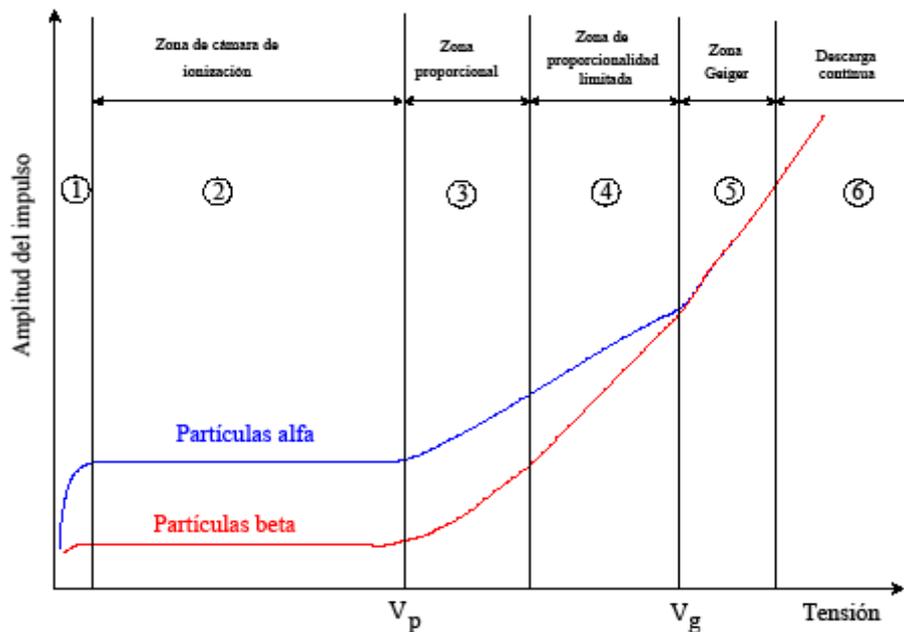


Figura 2. Variación de la amplitud del impulso en función de la tensión aplicada a una cámara cilíndrica.

En la Figura 2 se ha supuesto que al detector llegan partículas α y β de la misma energía y se observará el comportamiento de la amplitud del impulso de corriente al crecer la tensión de polarización aplicada.

En la zona (1) se observa el crecimiento de la amplitud del impulso con la tensión debido al predominio paulatino del arrastre de las cargas por el campo eléctrico, conforme crece la tensión aplicada.

En la zona (2) se da un efecto de saturación, como consecuencia de la captación completa de los portadores creados en la ionización primaria. Es en esta zona en la que operan las cámaras de ionización, de ahí que reciba el nombre de **zona de cámara de ionización**.

Si se aumenta la tensión por encima de un cierto valor V_p ambas curvas comienzan nuevamente a crecer proporcionalmente, manteniendo su paralelismo, zona (3). Esto es así porque en esta zona los portadores eléctricos adquieren tal energía que producen ionización secundaria en su choque con las moléculas de gas, fenómeno que recibe el nombre de multiplicación gaseosa. Debido a que el número de iones secundarios se mantiene proporcional al de iones primarios formados, se denomina **zona proporcional**. En esta zona es en la que operan los contadores proporcionales. Si se continúa aumentando la tensión aplicada, zona (4), el crecimiento deja de ser lineal pues la intensa ionización generada produce una carga espacial que causa una disminución local del campo eléctrico, con lo cual ambas curvas presentan trayectorias convergentes. Es por esto que esta zona recibe el nombre de **zona de proporcionalidad limitada**.

Superado el potencial de polarización V_g , se entra en la **zona Geiger**, zona (5), en la que la descarga ocasionada por la partícula ionizante se extiende a todo el volumen del contador y por ello el impulso originado posee una amplitud independiente de la energía y naturaleza de la partícula.

Por último, si se continúa aumentando la tensión, se entra en la zona (6) con lo que el detector alcanza la **zona de descarga continua** y el dispositivo puede dañarse irreversiblemente.

2.2. Cámara de ionización

En una cámara de ionización, la tensión de polarización aplicada produce un campo eléctrico suficiente para que sea posible la captación de toda la carga generada por la radiación incidente. Por otra parte, como la corriente generada en la cámara es muy pequeña para que pueda ser medida por un instrumento ordinario, se amplifica previamente mediante un circuito electrónico que constituye un amplificador.

El rendimiento de detección, definido como el número de partículas detectadas por cada 100 partículas incidentes, se aproxima al 100% para partículas alfa y beta que alcancen el volumen sensible de la cámara. En cambio para fotones sólo se logran rendimientos del orden del 1%. La resolución en energía en las cámaras de ionización es meramente aceptable y en trabajos espectrométricos se encuentran desplazadas por los detectores de semiconductor de características mucho más ventajosas.

2.3. Contador proporcional

El contador proporcional trabaja satisfactoriamente como espectrómetro siempre que la partícula ionizante disipe la totalidad de su energía en el volumen sensible del detector ya que entonces el tamaño de los impulsos es proporcional a la energía de la partícula.

Aunque la magnitud de los impulsos de tensión generados, del orden de 0,1V, es mayor que en la cámara de ionización, se requiere como en ésta una amplificación de la señal. El tiempo de resolución es del orden de 0,1 μ s.

2.4. Contador Geiger

Si se eleva la tensión de polarización por encima de la zona de proporcionalidad, los impulsos resultantes alcanzan todos la misma amplitud, independientemente de la ionización primaria debida a la partícula detectada. Se dice entonces que la modalidad de funcionamiento del contador corresponde a la zona Geiger.

El fenómeno de multiplicación de la carga que ya aparecía en los contadores proporcionales, se incrementa y se propaga a lo largo de todo el hilo central (ánodo), produciendo una avalancha de iones que dan lugar a la formación de un impulso mucho mayor que en las cámaras de ionización o contadores proporcionales. La amplitud del impulso es suficiente para activar directamente sistemas electrónicos de registro, sin necesidad de amplificación previa. Esta circunstancia constituye la cualidad más apreciada en este tipo de detector.

Los equipos detectores de radiación basados en tubos Geiger resultan así mucho más sensibles que los basados en cámaras de ionización y más adecuados por tanto para medir niveles de radiación muy bajos. En cambio, un sistema Geiger no supone más que un contador de las partículas ionizantes que alcanzan el volumen sensible pero no suministra información alguno acerca de la

naturaleza o energía de las partículas detectadas, de modo que no es posible emplear un Geiger como espectrómetro.

Además un contador Geiger es un instrumento de operación lenta (tiempo de resolución entre 50 y 300 microsegundos), lo que constituye uno de sus mayores inconvenientes cuando se trata de medir actividades que produzcan tasas de recuento mayores de unos centenares de impulsos por segundo. La escala ligada a un sistema de recuento Geiger registrará menos impulsos que partículas ionizantes llegan al mismo y limita el número máximo de fotones o partículas que puede detectar por unidad de tiempo

La eficiencia de un contador Geiger es solo del orden de 1-2% para radiación gamma. En cambio, y debido al relativamente intenso poder ionizante de las partículas beta, la eficiencia del contador en este caso es excelente, próxima al 100%, para todas aquellas partículas que logran atravesar la ventana y penetrar en el volumen activo del contador. Los contadores Geiger se usan preferentemente para la detección de radiación gamma o partículas beta. En el caso de la radiación gamma, los contadores están provistos de paredes metálicas o de vidrio, teniendo en cuenta el gran poder de penetración de esta radiación.

3. DETECTORES DE CENTELLEO

La interacción de la radiación ionizante en medios materiales, tiene como consecuencia una absorción parcial o total de su energía por el medio. Dicha energía cedida origina principalmente procesos de excitación e ionización, siendo también degradada a calor en la mayor parte de sustancias. Sin embargo, ciertos compuestos cristalinos (**materiales luminiscentes**) tienen la propiedad de que una parte de la energía absorbida la reemiten en forma de luz visible o ultravioleta. Esta propiedad permite una nueva variante en los sistemas de detección, los llamados **detectores de centelleo**, formados por una **sustancia luminiscente** y un dispositivo fotoeléctrico llamado **fotomultiplicador** que convierte los destellos luminosos en impulsos eléctricos y mide la luz emitida por la sustancia luminiscente. Este detector es capaz de funcionar como espectrómetro, con las ventajas adicionales de un alto rendimiento de detección y un tiempo de resolución corto.

3.1. Detectores de centelleo sólido

Entre las sustancias inorgánicas fluorescentes más empleadas en detectores de centelleo, figuran el sulfuro de cinc activado con plata, SZn(Ag) , y el yoduro sódico activado con talio, NaI(Tl) . El primero de los cristales citados se utiliza para la detección de partículas pesadas cargadas (alfa, protones, productos de fisión, etc.) y se usa en forma de microcristales prensados. En el caso de las partículas alfa, el espesor másico del cristal es de unos 5 mg/cm^2 , equivalente aproximadamente al alcance de las partículas alfa emitidas por radionucleidos naturales. Debido a su pequeño espesor, este detector es muy poco sensible a partículas beta o radiación gamma, propiedad muy útil cuando se desea contar partículas alfa en un fondo intenso de partículas beta o fotones gamma.

Para la detección de la radiación gamma, el NaI(Tl) (técnica RIA) constituye el cristal inorgánico más utilizado, dada su gran transparencia en la banda de emisión luminiscente, su alta razón de conversión de energía a fotones y que un 80 % de su masa está constituida por yodo, lo que proporciona un excelente rendimiento de detección, del orden de un 60 % para radiación gamma de unos 0,5 MeV. Estos cristales son muy higroscópicos (absorbentes de humedad) y el efecto de hidrólisis sobre el yoduro de talio, propicia la formación de compuestos que dan al cristal coloración

amarillo-verdosa y absorben fuertemente la luz de fluorescencia. Para evitarlo, se manejan siempre encapsulados, con una ventana de vidrio transparente que deja salir la luz generada.

2.3. Centelleo en fase líquida

El centelleo en fase líquida posee una serie de características propias, que han hecho de este tipo de técnica un campo separado de la espectrometría gamma. En primer lugar, aunque es perfectamente posible la detección de radiación electromagnética (rayos X o gamma), la principal aplicación del centelleo líquido no se encuentra precisamente en el análisis de este tipo de radiación, sino en la posibilidad de detectar partículas beta y alfa con rendimientos muy elevados.

Por otro lado, el hecho de que la sustancia radiactiva se disuelva en el seno mismo del centelleador, permite eliminar los problemas derivados de la autoabsorción en muestras alfa y beta. Por tanto, se puede afirmar que el centelleo líquido es un instrumento muy eficaz cuando se desea estudiar cualquier muestra radiactiva, puesto que permite la detección de radiación alfa, beta o gamma.

En general, un líquido centelleador está compuesto de un disolvente y dos o más solutos. La función del disolvente es facilitar la distribución homogénea de la muestra radiactiva en el centelleador y transmitir la energía de excitación al soluto. La función del soluto es transformar dicha energía de excitación en luz. Con la utilización de los distintos solutos (primario, secundario, etc.) se consigue adaptar la emisión de luz al intervalo de longitudes de onda en el cual es más sensible el fotomultiplicador.

La muestra radiactiva, junto con el líquido centelleador, se incorporan a viales con tamaños y formas estándar. Debido a que una parte importante de la luz producida en el centelleador sale del vial por reflexión total, el rendimiento de detección depende del volumen total incorporado al vial. Normalmente, volúmenes entre 12 y 15 ml, son los que dan mejores rendimientos.

4. OTROS DETECTORES

4.1. Detectores basados en termoluminiscencia

La **termoluminiscencia** es una propiedad que presentan algunos materiales por la que son capaces de almacenar radiación en trampas electrónicas para emitirla posteriormente en forma de luz al ser calentados. Los dosímetros termoluminiscentes, TLDs, son detectores pasivos basados en esta propiedad y se emplean ampliamente como dosímetros personales.

Un dosímetro termoluminiscente, TLD, al calentarse a temperatura suficiente, emite luz con una intensidad proporcional al producto de la dosis de radiación absorbida y la eficiencia luminosa para esa radiación. La presencia de impurezas en cristales aislantes aporta niveles de energía en los que los electrones excitados por la radiación (electromagnética o partículas cargadas) pueden quedar atrapados. Estos electrones se mantienen en sus trampas mientras no adquieran suficiente energía para escapar, lo que consiguen al aumentar la temperatura del material hasta valores que dependen de la profundidad de las trampas. Posteriormente los electrones liberados pueden recombinarse con huecos en centros de luminiscencia, L y el exceso de energía ser irradiado como fotones visibles o ultravioletas dando así origen a la termoluminiscencia.

4.2. Detectores basados en semiconductores

Se pueden entender como una evolución de los detectores basados en cristales de centelleo, en los que se ha reemplazado el cristal de NaI(Tl) por otro de mayor pureza y perfección cristalina de Ge o Si.

Se escoge así materiales semiconductores, en los cuales la anchura de la zona prohibida comprendida entre las bandas de conducción y de valencia es del orden de 1 – 2 eV , frente a los valores mucho mayores de los materiales aislantes. Esto permite que a temperatura ordinaria puedan producirse transiciones entre ambas bandas energéticas como consecuencia de la acción de partículas cargadas, lo cual permite su detección.

Normalmente se emplean cristales de Ge(Li) a muy bajas temperaturas (-196,15°C) para reducir el nivel de ruido en el detector, o más recientemente cristales de Ge ultrapuro, en los que se garantiza que las impurezas son inferiores a 1 ppb (1 parte por billón).

Estos detectores forman parte habitualmente de sistemas de espectrometría, unidos a toda una cadena electrónica que permite finalmente representar espectros de amplitud de impulsos mediante analizadores multicanales.

TEMA 4

DOSIMETRÍA DE LA RADIACIÓN

ÍNDICE:

1.- DEFINICIÓN DE DOSIMETRÍA. DOSIMETRÍA AMBIENTAL Y PERSONAL.

2.- MONITORES Y DOSÍMETROS DE RADIACIÓN.

- 2.1. Dosímetros personales.
- 2.2. Dosímetros operacionales.
- 2.3. Monitores de contaminación.

3.- INTERPRETACIÓN DE LECTURAS DOSIMÉTRICAS.

1.- DEFINICIÓN DE DOSIMETRÍA. DOSIMETRÍA AMBIENTAL Y PERSONAL

La dosimetría tiene por objeto la medida de la dosis absorbida.

La Dosimetría ambiental utiliza dispositivos que registren las dosis en puntos claves de la instalación radiactiva y que evalúen la actividad o concentración de actividad. A estos dispositivos se les denomina monitores de radiación y de contaminación.

La Dosimetría personal mide la dosis acumulada por cada trabajador utilizando dispositivos que lleva cada persona permanentemente y que registran por tanto la dosis que recibe individualmente.

La Dosimetría Personal abarca dos aspectos: Control y medida de las dosis recibidas por irradiación externa (Dosimetría Personal **Externa**), y control y medida de la dosis recibida por contaminación interna (Dosimetría Personal **Interna**).

La Dosimetría Interna evalúa dosis a partir de los datos de la actividad de un determinado radionucleido incorporado en el organismo. La evaluación de dosis es compleja, realizándose medidas directas (Contador de Radiactividad Corporal) o indirectas (mediante el análisis de excretas).

2.- MONITORES Y DOSÍMETROS DE RADIACIÓN

La detección y medida de la radiación mediante monitores y dosímetros se basa en alguno de los efectos producidos por dicha radiación en la materia, es decir:

- a) Ionización de los gases.
- b) Excitación de luminiscencia en sólidos.
- c) Disociación de la materia (producción de reacciones químicas, como por ejemplo el ennegrecimiento de placas fotográficas).

2.1. Dosímetros personales

Estos dispositivos se utilizan para la vigilancia radiológica individual. Son detectores de pequeño tamaño, contruidos con materiales adecuados equivalentes a tejido biológico.

Dependiendo del principio de funcionamiento, los sistemas más comúnmente utilizados son los dosímetros de termoluminiscencia, los de película fotográfica y los basados en detectores de semiconductor o de ionización gaseosa.

En los dos primeros casos se trata de **dosímetros pasivos**, es decir de sistemas que no proporcionan una lectura instantánea, sino que requieren de un tratamiento posterior, como el revelado de la película fotográfica o el calentamiento del dosímetro termoluminiscente antes de poder determinar el equivalente de dosis personal. Los basados en semiconductor o en contadores proporcionales, por ejemplo son **dosímetros activos**, es decir proporcionan una lectura instantánea, mientras están siendo irradiados.

Dosímetros de termoluminiscencia

Los materiales más adecuados utilizados en TLD son materiales sintéticos (LiF, CaF₂, CaSO₄, Al₂O₃, etc.) dopados con pequeñas cantidades de impurezas (LiF:Ti,Mg), (LiF:Mg,Cu,P), (CaF₂:Mn), (Al₂O₃:C). Los dosímetros, en forma de discos, cristales, polvo o polvo sinterizado

(prensado), van alojados en un portadosímetro, **Figura 1**, que se sujeta a la ropa de trabajo del profesional mediante un imperdible o se coloca en la zona de la instalación de la que se desee obtener información dosimétrica.

Como se observa en la figura, el dosímetro consta de varias partes que incluyen diversos filtros para abarcar un mayor rango energético o para ser sensibles a varios tipos de partículas, como por ejemplo a neutrones.

Cuando el dosímetro ha sido irradiado, se mide en un lector de termoluminiscencia, aparato que calienta el dosímetro en una cámara estanca a la luz exterior y que registra la intensidad de la luz emitida mediante un fotomultiplicador. Con la calibración adecuada, esta intensidad de luz es proporcional a la dosis absorbida en un determinado rango de medida que depende del material del dosímetro.

Los **dosímetros por termoluminiscencia** resultan **más precisos que los de película fotográfica**. Ello, unido a que **pueden ser borrados y utilizados de nuevo** repetidamente, hace que su uso esté muy extendido. En contrapartida, **no pueden archivar con el historial dosimétrico** como ocurre con los de película fotográfica y además requieren de procesos térmicos previos a su irradiación y para su lectura, como ya se ha comentado.



Figura 1.- Dosímetro de Termoluminiscencia

Dosímetro fotográfico.

Los dosímetros fotográficos constan de una película especial envuelta en una funda de papel opaca, montada en un soporte provisto de una pinza, que permite llevar el instrumento sobre la bata o ropa de trabajo. El bastidor del soporte está dotado de una serie de ventanas y filtros **Figura 2**, que permiten la determinación simultánea de una serie de datos radiológicos de interés.

Diferentes clases de película pueden cubrir distintos y relativamente amplios márgenes de dosis. Las más usadas suelen cubrir entre 0.1 mSv y 10 mSv y otras entre 10 mSv y 1 Sv.

Como ventaja principal, la dosimetría con película fotográfica proporciona un registro permanente de la información dosimétrica puesto que películas reveladas pueden archivar para formar parte del historial dosimétrico del trabajador. En contrapartida, la película fotográfica presenta algunas desventajas importantes como son: sensibilidad a la luz y los agentes químicos, mayor imprecisión en la medida de dosis elevada y una dependencia bastante crítica de los procesos de revelado.

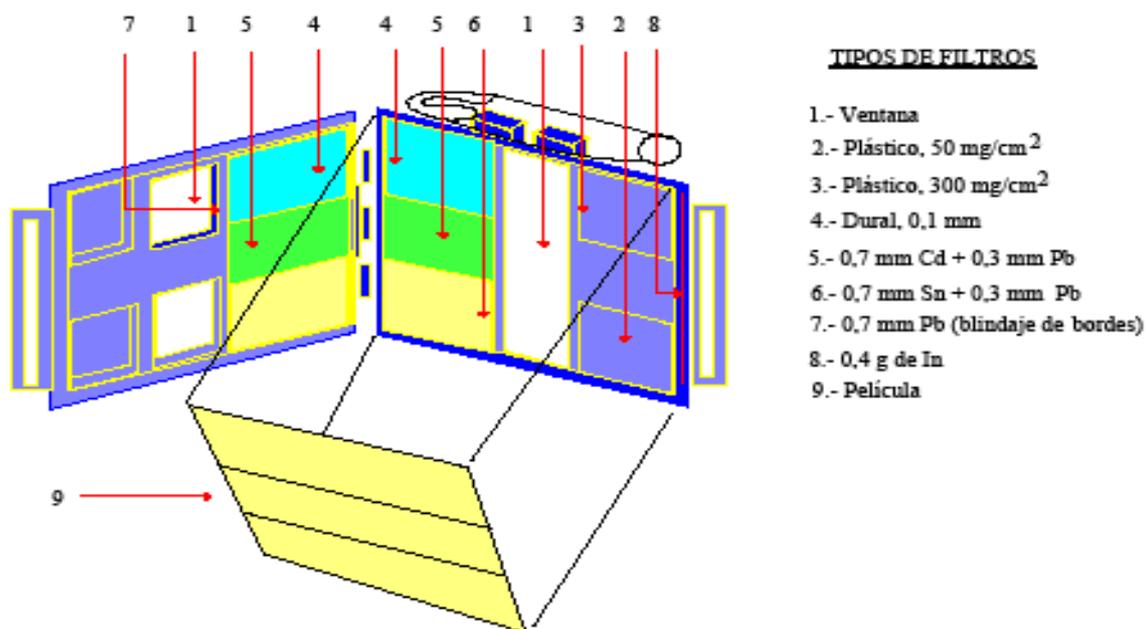


Figura 2. Dosímetro fotográfico.

2.2. Dosímetros operacionales

Los dosímetros operacionales son dosímetros digitales de lectura directa, de pequeño tamaño **Figura 3**, basados en detectores de ionización o en detectores de silicio, que al alcanzar un valor prefijado de dosis absorbida, emiten una señal acústica.

Proporcionan en todo momento el valor de la dosis acumulada en un sistema de lectura digital, lo que permite una lectura instantánea de **dosis** y de **tasas de dosis** para dosis profunda y superficial.



Figura 3.- Dosímetro digital.

2.3. Monitores de contaminación

Cuando se manejan sustancias radiactivas no encapsuladas se hace necesario disponer de instrumentos apropiados para detectar y medir posibles contaminaciones.

Para la detección de la contaminación en superficies suele utilizarse un monitor portátil, dotado de una o varias sondas reemplazables provistas del detector adecuado al tipo de contaminación que se debe detectar. Para contaminación con emisores beta el detector suele ser un contador Geiger con ventana delgada protegida por una leve malla metálica.

La contaminación de una superficie puede detectarse acercando directamente a ella la parte sensible de la sonda detectora pero sin que se produzca contacto pues podría contaminarse.

Los monitores de contaminación suelen estar graduados en **Bq** o en **Bq/cm²** y su calibración se lleva a cabo mediante fuentes apropiadas de actividad conocida.

2.3.1- Manejo de un detector de contaminación

Antes de utilizar un detector de contaminación hay que realizar 3 operaciones:

1-Puesta a cero: con el aparato desconectado, comprobar que la lectura es cero.

2-Chequear el nivel de batería: existe una posición en los controles para comprobar el estado de la batería. Hay una escala que nos dice si el nivel es correcto.

3-Poner el conmutador en la posición “ON” y en la escala de trabajo adecuada.

Es deseable orientar el detector en posición contraria a donde estamos trabajando, de forma que su lectura sea la del fondo. Cada vez que se ejecute una operación de riesgo se chequearán las manos con el detector. Sólo si siguen sin contaminar podremos tocar el detector o las demás herramientas de trabajo. En caso contrario desecharemos los guantes en su contenedor correspondiente sustituyéndolos por otros nuevos.

El orientar el detector hacia la zona de trabajo no nos proporcionará ninguna información, ya que evidentemente detectará radiaciones e impedirá una lectura fiable de la contaminación de nuestras manos. Además, los detectores sufren un deterioro rápido cuando reciben una señal muy elevada, por ello y para disminuir la probabilidad de contaminación de las ventanas de detección, no conviene acercarse mucho los detectores a las fuentes. En caso de duda el personal de la Instalación asesorará a los usuarios.

Es muy aconsejable cubrir el detector con “parafilm”. De esta forma, si a pesar de las precauciones anteriores, llegara a salpicar algún aerosol la ventana de detección la contaminación podrá eliminarse.

3. INTERPRETACIÓN DE LECTURAS DOSIMÉTRICAS

Según el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (R.D.53/1992), la dosimetría individual, tanto externa como interna, será efectuada por Entidades o Instituciones expresamente autorizadas y supervisadas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Estos Servicios de Dosimetría deben informar al titular de la instalación de las dosis recibidas por los trabajadores expuestos. En el cómputo de la dosis **no** se incluirán las dosis debidas al fondo radiactivo natural, las derivadas de exámenes o tratamientos médicos (como pacientes), ni las recibidas individualmente como miembros del público.

El titular de la instalación debe registrar dichas dosis en forma de un historial dosimétrico individual que estará, en todo momento, a disposición del propio trabajador. En el historial dosimétrico correspondiente a trabajadores de la categoría A, el registro de las dosis debe incluir las dosis mensuales y las dosis acumuladas durante cada período de doce meses y cinco años. En el caso de trabajadores de la categoría B, se registrarán las dosis anuales determinadas o estimadas.

Los límites anuales de dosis para los trabajadores expuestos que aparecen en el citado Reglamento hacen referencia a la magnitud "dosis efectiva". Como esta magnitud no es directamente medible, en el caso de exposición externa, los límites de dosis se consideran respetados si la dosis equivalente profunda no sobrepasa el límite de dosis fijado para la exposición global, si la dosis equivalente superficial no sobrepasa el límite de dosis fijado para la piel y si se respetan los límites de dosis para cristalino, manos y demás localizaciones.

- **Dosis Profunda (mSv):** Es la dosis equivalente profunda [Hp(10)] evaluada con el dosímetro corporal una vez sustraída la dosis correspondiente al fondo natural normalizada al período de uso.
- **Dosis Superficial (mSv):** Es la dosis equivalente superficial [Hp(0,07)] evaluada con el dosímetro corporal una vez sustraída la dosis correspondiente al fondo natural normalizada al período de uso.
- **Dosis Localizada (mSv):** Es la dosis equivalente superficial [Hp(0,07)] evaluada con el dosímetro localizado una vez sustraída la dosis correspondiente al fondo natural normalizada al período de uso.

SERVICIO DE DOSIMETRÍA		10/12/2009
D/D		Nombre Apellido:
Departamento:		
<u>Resultados de la evaluación de los dosímetros personales asignados</u>		
<u>Periodo de uso: 01/11 a 01/12 (Mes: 11/2001)</u>		NOTAS
Dosímetro corporal n: 0012345	DOSIS PROFUNDA (mSv):	0,00
	DOSIS SUPERFICIAL (mSv):	0,00
Dosímetro localizado n: nnnnnn	DOSIS LOCALIZADA (mSv):	NO
<u>Dosis acumuladas en los últimos doce meses (12/2000 a 11/2001)</u>		
	DOSIS PROFUNDA (mSv):	0,00
	DOSIS SUPERFICIAL (mSv):	0,00
	DOSIS LOCALIZADA (mSv):	NO
* Sobrepasa el límite aplicable		
- Dato no disponible		

NOTAS:

El **fondo natural** suele estar en torno a los **0,06 mSv/mes**.

El CSN establece un **nivel de registro en 0,10 mSv**, lo que supone que se registrarán como cero los valores de dosis inferiores a dicho valor.

Para tener una estimación cuantitativa de la magnitud dosis citaremos como ejemplo que la dosis a la entrada de referencia para una **radiografía de abdomen** simple es de 10 mGy, lo que supone una dosis efectiva de **1,2 mSv**.

TEMA 5

ASPECTOS GENERALES DE LA INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON EL MEDIO BIOLÓGICO

ÍNDICE:

1. INTRODUCCIÓN

2. CLASIFICACIÓN DE LOS EFECTOS BIOLÓGICOS RADIOINDUCIDOS

2.1. Efectos deterministas

2.2. Efectos estocásticos

3. ESTIMACIÓN DEL RIESGO DE EFECTOS ESTOCÁSTICOS DERIVADOS DE LA EXPOSICIÓN A RADIACIÓN IONIZANTE

5. ESTABLECIMIENTO DE LOS LÍMITES DE DOSIS

INTRODUCCIÓN.

Todos los seres vivos en la Tierra estamos expuestos a la radiación ionizante de forma natural, procedente bien de la radiación terrestre (radionucleidos naturales presentes en todos los componentes del medio ambiente acuático y terrestre) o de la radiación cósmica. Adicionalmente, las personas también estamos expuestas a radiación antropogénica, es decir, originada por el hombre. Entre las principales fuentes de radiación antropogénica se encuentran los ensayos realizados en el pasado de bombas nucleares, las actividades que aumentan la exposición a radiación natural como puede ser la minería, los materiales nucleares utilizados con fines militares, los residuos radioactivos generados en instalaciones nucleares y ciertas actividades ocupacionales (trabajadores de la industria nuclear o miembros de tripulaciones aéreas). En los países desarrollados, la mayor causa de exposición a radiación son las aplicaciones médicas (radiología diagnóstica, radioterapia, medicina nuclear y radiología intervencionista).

Desde su descubrimiento, la radiación ionizante ha mostrado tener diversas aplicaciones beneficiosas para el hombre, pero también puede producir efectos dañinos tanto en la salud de las personas como en el medio ambiente. Para poder proteger al hombre de los posibles efectos nocivos de la radiación ionizante, es imprescindible conocer tan en detalle como sea posible los efectos producidos por ésta, sus características y los factores físicos, químicos y biológicos que influyen en dichos efectos. Ese es precisamente el objetivo de este tema, describir el estado actual del conocimiento sobre los efectos biológicos que puede producir la radiación ionizante, con especial énfasis en aquellos efectos que se producen tras exposición a dosis bajas.

2. CLASIFICACIÓN DE LOS EFECTOS BIOLÓGICOS RADIOINDUCIDOS.

Los efectos biológicos de la radiación se clasifican de acuerdo a su **transmisión** y a su **naturaleza** (**Tabla 1**).

Tabla 1. Clasificación de los efectos biológicos de la radiación.

CRITERIO	EFECTO
Transmisión	Hereditarios Somáticos
Naturaleza	Deterministas Estocásticos

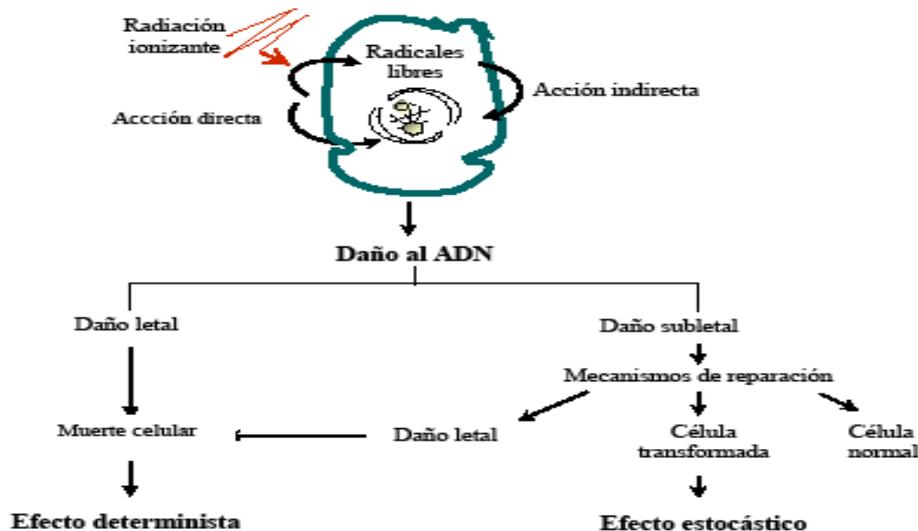
En la **Tabla 2** se muestran las principales características que diferencian a los efectos deterministas de los efectos estocásticos inducidos por exposición a radiación.

Tabla 2. Principales características de los efectos estocásticos y deterministas.

	Efectos estocásticos	Efectos deterministas
Mecanismo	Lesión subletal (una o pocas células)	Lesión letal (muchas células)
Naturaleza	Somática o hereditaria	Somática
Gravedad	Independiente de dosis	Dependiente de dosis
Dosis umbral	No	Sí
Relación Dosis-Efecto	Lineal-cuadrática; Lineal	Lineal
Aparición	Tardía	Inmediata o tardía

Si como consecuencia de la irradiación, se produce la muerte de un número de células suficientemente elevado de un órgano o tejido, habrá una pérdida de función del órgano, efecto que se conoce como **determinista (Figura 1)**. La gravedad de los efectos deterministas es proporcional a la dosis de radiación recibida, siempre y cuando ésta sea mayor que la dosis umbral, dosis que establece el límite entre la aparición o no del efecto. Estos efectos ocurren tras exposición a dosis relativamente altas, poniéndose de manifiesto a medio-corto plazo.

Figura 1. Esquema de las consecuencias de la interacción de la radiación ionizante con las células.



Como consecuencia de la exposición a radiación la célula puede no morir, sino verse modificada (mutada), hablándose en estos casos de efectos **estocásticos (Figura 1)**. Estos efectos ocurren tras exposición a dosis moderadas y bajas de radiación y se ponen de manifiesto a medio-largo plazo.

La gravedad de los efectos estocásticos **no es proporcional a la dosis recibida**, pero **sí la probabilidad de que tenga lugar el efecto**. Aunque siguen existiendo discrepancias al respecto, para la estimación de riesgos de efectos estocásticos se considera que no existe dosis umbral para su aparición

2.1. Efectos deterministas.

Para que tenga lugar un efecto determinista tiene que producirse la muerte de un número sustancial de células, lo que lleva a que existe una **dosis umbral de radiación** por debajo de la cual el número de células afectadas es insignificante para que se ponga de manifiesto efecto alguno. El número de células afectadas se relaciona con la dosis, por lo que en este tipo de efectos la gravedad resulta proporcional a la dosis recibida. Por tanto, esta propiedad y la existencia de una dosis umbral son las características más notables de los efectos deterministas. Los efectos deterministas ocurren tras exposición a dosis relativamente altas de radiación, y su aparición suele ser inmediata o tras un corto periodo desde la irradiación.

En la **Tabla 3**, se muestra un resumen de los principales efectos deterministas producidos en diferentes órganos y tejidos del organismo tras exposición aguda a radiación de baja LET (Transferencia Lineal de Energía). Se indican así mismo las principales causas de los efectos, las dosis umbral y las dosis que dan lugar a efectos deterministas severos.

Tabla 3. Resumen de las consecuencias, dosis y causas de los principales efectos deterministas (radiación de baja LET y exposición aguda)

Tejido	Efecto	Periodo de latencia aproximado	Umbral aproximado (Gy)	Dosis que producen efectos severos	Causa
Sistema hematopoyético	Infecciones Hemorragias	2 semanas	0,5	2,0	Leucopenia Plaquetopenia
Sistema Inmune	Inmunosupresión	Algunas horas	0,1	1,0	Linfopenia
Sistema gastrointestinal	Infección sistémica Deshidratación Desnutrición	1 semana	2,0	5,0	Lesión del epitelio intestinal
Piel	Escamación	3 semanas	3,0	10,0	Daño en la capa basal
Testículo	Esterilidad	2 meses	0,2	3,0	Aspermia celular
Ovario	Esterilidad	< 1 mes	0,5	3,0	Muerte interfásica del oocito
Pulmón	Neumonía	3 meses	8,0	10,0	Fallos en la barrera alveolar
Cristalino	Cataratas	> 1 año	0,2	5,0	Fallos en la maduración
Tiroides	Deficiencias metabólicas	< 1 año	5,0	10,0	Hipotiroidismo
Sistema nervioso central	Encefalopatías y mielopatías	Muy variable según dosis	15,0	30,0	Demielinización y daño vascular

La respuesta de un organismo adulto a una exposición aguda (en un tiempo corto, del orden de minutos o inferior), que provenga de una fuente externa y que afecte a todo el organismo, produce un conjunto de signos, síntomas y un cuadro clínico variable que se conoce con el nombre de **síndrome de irradiación**.

2.2. Efectos estocásticos.

Si como consecuencia de la irradiación la célula no muere sino que sufre una modificación en la molécula de ADN, podrán producirse los denominados efectos estocásticos. Estos efectos tienen lugar tras exposiciones a dosis o tasas de dosis bajas de radiación y la probabilidad de que ocurran, pero no su gravedad, aumenta al aumentar la dosis de radiación recibida. La gravedad de estos efectos depende de factores como el tipo de célula afectado y el mecanismo de acción del agente agresor que interviene.

Existe cierta controversia sobre la existencia o no de dosis umbral para los efectos estocásticos. Las organizaciones nacionales e internacionales responsables de dictar las recomendaciones de protección radiológica aceptan que no existe una dosis umbral para el caso de efectos estocásticos, ya que opinan que no se puede descartar, con la información de la que se dispone en la actualidad, que incluso a dosis muy bajas de radiación exista una probabilidad, aunque sea muy pequeña, de que la célula sea modificada.

Los efectos estocásticos pueden ser **hereditarios y somáticos**. Si la célula que ha sido modificada tras la irradiación es una célula somática, el efecto se pondrá de manifiesto en el individuo que ha sido expuesto a la radiación, hablándose en este caso de efectos estocásticos somáticos. Si por el contrario la célula que se ha visto modificada tras la irradiación es una célula germinal, el efecto biológico no se pondrá de manifiesto en el individuo expuesto sino en su descendencia, hablándose en este caso de efectos estocásticos hereditarios.

3. ESTIMACIÓN DEL RIESGO DE EFECTOS ESTOCÁSTICOS DERIVADOS DE LA EXPOSICIÓN A RADIACIÓN IONIZANTE.

Para poder proteger a las personas de los efectos perjudiciales derivados de la exposición a radiación ionizante, es imprescindible conocer, hasta donde la información disponible lo permita, todos los riesgos que supondrían para la salud dichas exposiciones. Todas las actividades humanas acarrearán riesgos aunque algunos de ellos puedan considerarse muy bajos.

En otras ocasiones, se aceptan actividades aún sabiendo que implican un riesgo elevado. Lo que sí parece una actitud general es que estamos dispuestos a aceptar un riesgo a cambio de disfrutar de los beneficios de una sociedad moderna, siempre que los riesgos no sean innecesarios o fácilmente evitables. Sin embargo, es difícil establecer qué niveles de riesgo estaría dispuesta a aceptar la sociedad.

Para poder desarrollar un sistema de protección radiológica es necesario un conocimiento cuantitativo de cómo la probabilidad de los efectos estocásticos y la gravedad de los efectos deterministas varían con la dosis.

La información más adecuada es la que se obtiene directamente de estudios epidemiológicos sobre los efectos de la radiación en el hombre. También se puede obtener información de interés sobre los

mecanismos de daño y sobre las curvas dosis-respuesta, de estudios experimentales realizados con sistemas *in vitro* (microorganismos, cultivos celulares) e *in vivo* (animales de laboratorio). Sin embargo, desafortunadamente, la parte de la información experimental que puede aplicarse directamente a la protección radiológica es muy escasa o incluso nula, y en cualquier caso requiere una interpretación muy cuidadosa. Fundamentalmente, la información obtenida en estudios experimentales sirve de apoyo a los datos obtenidos en estudios epidemiológicos

Las estimaciones actuales del riesgo de cáncer asociado con exposición externa a radiación ionizante se realizan en base a los datos obtenidos en el estudio de los supervivientes de las bombas atómicas, al considerarse la muestra más completa. Dicha muestra está compuesta por un número elevado de personas, de ambos sexos y de todas las edades y que fueron expuestas a un rango de dosis muy amplio, distribuidas de manera bastante uniforme en el organismo expuesto.

Además de los resultados de estudios epidemiológicos, son muy numerosos los estudios realizados sobre la inducción de cáncer por radiación en animales de laboratorio. Los resultados de estudios en animales contribuyen a la base de datos de información disponible para estimar los efectos biológicos de dosis bajas de radiación ionizante y la relación dosis-respuesta. Debido a las diferencias de radiosensibilidad existentes entre los animales de experimentación y los humanos, los resultados obtenidos para animales no pueden usarse directamente para obtener estimaciones cuantitativas del riesgo de cáncer en las poblaciones humanas. Sin embargo, los estudios en animales son muy valiosos para determinar la forma de la curva dosis respuesta, así como para examinar los factores biológicos y físicos que pueden influir en la respuesta a la radiación.

4. ESTABLECIMIENTO DE LOS LÍMITES DE DOSIS

El objetivo de los límites de dosis establecidos en las legislaciones y en los reglamentos de protección radiológica es establecer, para un conjunto de prácticas definido, un nivel de dosis por encima del cual las consecuencias para el individuo serían ampliamente consideradas como inaceptables. Para este fin, la dosis limitativa se puede expresar como una dosis recibida uniformemente a lo largo de toda la vida laboral, o como una dosis anual recibida cada año de trabajo.

Para el establecimiento de los límites de dosis, el procedimiento que se sigue es el de seleccionar unas determinadas dosis efectivas, calculándose el **detrimento*** que éstas producirían (considerándose todos los atributos que contribuyen al detrimento), para posteriormente evaluar si los niveles de detrimento obtenidos son "aceptables" o "inaceptables" según la filosofía de protección radiológica. Los límites de dosis establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI) se verán en el Tema 6.

*El detrimento es la forma cuantitativa de expresar la combinación de probabilidad de que ocurra un efecto contra la salud y la gravedad de tal efecto. El concepto fue introducido por la ICRP

(Comisión Internacional de Protección Radiológica) en sus recomendaciones de 1977 para poder estimar el perjuicio total que experimentaría con el tiempo un grupo expuesto y su descendencia como consecuencia de la exposición de dicho grupo a una fuente de radiación.

TEMA 6

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OPERACIONAL

ÍNDICE:

1.- CONCEPTOS PRELIMINARES

2. - PREVENCIÓN DE LA EXPOSICIÓN

- 2.1. Clasificación y señalización de zonas.
- 2.2. Clasificación de trabajadores expuestos.

3. - EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN

- 3.1. Vigilancia del ambiente de trabajo.
- 3.2. Vigilancia individual de la exposición.
- 3.3. Registro y notificación de resultados.

4. - VIGILANCIA SANITARIA DE LOS TRABAJADORES EXPUESTOS

5. NORMAS DE PROTECCIÓN PARA PERSONAS EN FORMACIÓN Y ESTUDIANTES

6. INSPECCIÓN Y SANCIONES

1. CONCEPTOS PRELIMINARES

La protección radiológica surge de la necesidad de proteger a los individuos, sus descendientes y el medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Su objetivo es, por tanto, prevenir la producción de efectos biológicos deterministas y limitar la probabilidad de incidencia de efectos biológicos estocásticos hasta valores que se consideren aceptables.

El contenido de este tema está basado en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI) aprobado en el RD 783/2001 de 6 de Junio

Los **principios generales de protección radiológica** que establece el RPSRI son:

- Toda práctica deberá estar **justificada**.
- **Las dosis individuales**, el número de personas expuestas y la probabilidad de que se produzcan exposiciones potenciales, deberán mantenerse **en el valor más bajo que sea razonablemente posible**, teniendo en cuenta factores económicos y sociales.
- **Las sumas de las dosis recibidas** procedentes de todas las prácticas **no sobrepasarán los límites de dosis establecidos**. Esta limitación no aplica a exposiciones por diagnóstico o tratamiento médico, exposición deliberada y voluntaria de personas para ayudar o aliviar a pacientes en diagnóstico o tratamiento médico y la exposición de voluntarios que participen en programas de investigación médica y biomédica.
- **La aplicación** de estos principios en el ámbito de una instalación será **responsabilidad del titular de la instalación**.

EL RPSRI clasifica a las personas en distintos grupos:

- **Trabajador expuesto (TE).**
- **Personas en formación y estudiantes.**
- **Miembros del público.**
- **Población en su conjunto.**

Se considera **trabajador expuesto** a aquellas personas sometidas a una exposición a causa de su trabajo, derivada de las prácticas a las que se refiere el reglamento que pudieran entrañar dosis anuales superiores a alguno de los límites de dosis fijados para los miembros del público.

Las **personas en formación o estudiantes** son aquellas personas que, no siendo trabajadores expuestos, reciben formación o instrucción en el seno o fuera de la empresa para ejercer un oficio o profesión, relacionada indirecta o directamente con actividades que pudieran implicar exposición a las radiaciones ionizantes.

Se considera como **“miembro del público”** a cualquier individuo de la población considerado aisladamente, con exclusión explícita de los trabajadores expuestos y estudiantes durante sus horas de trabajo habitual y las personas sometidas a exposición por tratamientos médicos y exposiciones voluntarias para ayudar a pacientes o participar en programas de investigación médica o biomédica.

Población en su conjunto es la colectividad formada por los trabajadores expuestos, los estudiantes, las personas en formación y los miembros del público.

Tabla 1: Límites establecidos en el RPSRI

	DOSIS EFECTIVA	DOSIS EQUIVALENTE
TRABAJADORES EXPUESTOS	100 mSv/5 años oficiales (50 mSv/año oficial)	Cristalino: 150 mSv/ año oficial - Piel: 500 mSv/ año oficial ** - Manos, antebrazos, pies y tobillos: 500 mSv/ año oficial
PÚBLICO	1 mSv/año oficial *	- Cristalino: 15 mSv/ año oficial - Piel: 50 mSv/ año oficial
ESTUDIANTES	Mayores de 18 años: Límites de los TE	
	Entre 16 y 18 años: 6 mSv/año oficial; Cristalino: 50 mSv/año**; piel, manos, etc.: 150 mSv/año	
	Otros: Límite de los Miembros del público	
EMBARAZADAS	1 mSv/durante el embarazo (protección del feto como Miembro del Público)	
MUJERES EN PERÍODO DE LACTANCIA	No se le asignarán puestos de trabajo con un riesgo significativo de contaminación radiactiva.	
EXPOSICIONES ESPECIALMENTE AUTORIZADAS	Autorizada sólo si las exposiciones están limitadas en el tiempo, se circunscriben a determinadas zonas de trabajo y no superan los límites establecidos por el CSN en cada caso: Sólo podrán participar: ✓ TE categoría A ✓ Nunca mujeres embarazadas o lactantes ✓ Nunca estudiantes	

*En circunstancias especiales, el Consejo de Seguridad Nuclear podrá autorizar un valor más elevado en un único año oficial, siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase 1 mSv por año oficial.

** Este límite se aplicará a la dosis promediada sobre cualquier superficie de 1 cm², con independencia de la zona expuesta.

2- PREVENCIÓN DE LA EXPOSICIÓN

A efectos de protección radiológica, se identificarán y delimitarán todos los lugares de trabajo en los que exista la posibilidad de recibir **dosis efectivas superiores a 1 mSv por año oficial o una dosis equivalente superior a 1/10 de los límites de dosis para el cristalino, la piel y las extremidades** establecidos en el RPSRI, y se establecerán las medidas de protección radiológica aplicables.

Se define una zona radiológica con **riesgo de irradiación externa**, cuando en esta zona es posible recibir una irradiación del organismo por una fuente emisora de radiaciones ionizantes externa al mismo.

Se define una zona radiológica con **riesgo de contaminación radiactiva**, cuando en esta zona se considera que existe la probabilidad de presencia de una sustancia radiactiva indeseable en una materia, una superficie, un medio cualquiera o una persona.

2.1. – Clasificación y señalización de zonas

La clasificación de los lugares de trabajo deberá estar siempre actualizada, delimitada y debidamente señalizada de acuerdo con el riesgo existente. El acceso estará limitado a personas autorizadas al efecto.

ZONA CONTROLADA: es aquella en la que **existe la posibilidad** de recibir una **dosis efectiva superior a 6 mSv/año oficial** o una **dosis equivalente superior a 3/10 de alguno de los límites para el cristalino, la piel y las extremidades** fijados en el RPSRI.

ZONA VIGILADA: es aquella en la que, no siendo controlada, **existe la posibilidad** de recibir **dosis efectivas superiores a 1mSv por año oficial** o una **dosis equivalente superior a 1/10 de los límites de dosis equivalentes para el cristalino, la piel y las extremidades**, según se establece en los límites de dosis fijados en el RPSRI.

Además, las **ZONAS CONTROLADAS** se podrán subdividir en las siguientes:

Zona de permanencia limitada: es aquella en la que existe el riesgo de recibir una dosis superior a los límites de dosis fijados para los trabajadores.

Zona de permanencia reglamentada: es aquella en las que existe el riesgo de recibir en cortos periodos de tiempo, dosis superiores a los límites de dosis fijados para los trabajadores y que requiere prescripciones especiales desde el punto de vista de la optimización.

Zona de acceso prohibido: es aquella en la que existe el riesgo de recibir, en una exposición única, dosis superiores a los límites de dosis fijados para los trabajadores.

Señalización y requisitos de las zonas:

a) **Estarán delimitadas adecuadamente y señalizadas** de forma que quede de manifiesto el riesgo de exposición. Estas señales se situarán de forma bien visible en la entrada y en lugares significativos de dichas zonas. Cuando se deban señalar con carácter temporal los límites de una zona se emplearán vallas, barras metálicas articuladas o soportes por los que se hagan pasar cuerdas, cadenas, cintas, etc., que tendrán el color correspondiente a la zona de que se trate.

b) El **acceso estará limitado a las personas autorizadas** al efecto y que hayan recibido las instrucciones adecuadas al riesgo existente en el interior de dichas zonas. En las zonas controladas, estas instrucciones serán acordes con los procedimientos de trabajo establecidos por escrito por el titular de la práctica.

En las **zonas controladas** en las que exista:

- a) **Riesgo de exposición externa será obligatorio el uso de dosímetros individuales.**
- b) **Riesgo de contaminación será obligatorio la utilización de equipos personales de protección** adecuados al riesgo existente. A la salida de estas zonas existirán detectores adecuados para comprobar la posible contaminación de persona y equipos y, en su caso adoptar las medidas oportunas.

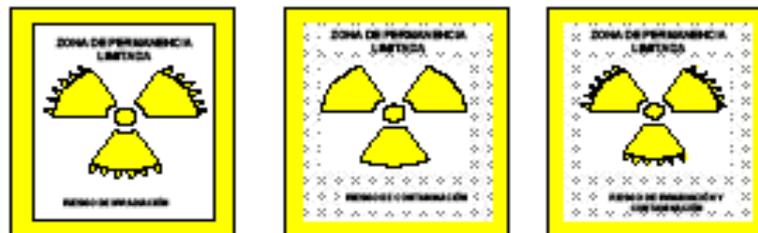
En las **zonas vigiladas** debe efectuarse al menos, mediante dosimetría de área, una estimación de las dosis que puedan recibirse.



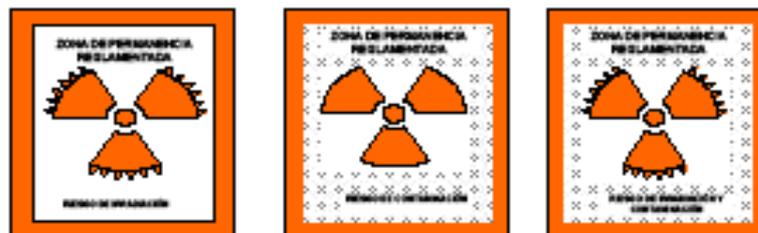
ZONA VIGILADA: GRIS AZULADO



ZONA CONTROLADA: VERDE



ZONA DE PERMANENCIA LIMITADA: AMARILLO



ZONA DE PERMANENCIA REGLAMENTADA: NARANJA



ZONA DE ACCESO PROHIBIDO: ROJO

Figura 1: Señalización de zonas

2.2. – Clasificación de trabajadores expuestos.

- **Categoría A:** pertenecen a esa categoría aquellas personas que, por las condiciones en las que se realiza su trabajo, **pueden recibir una dosis efectiva superior a 6 mSv/año oficial** o una dosis equivalente superior a **3/10 de alguno de los límites de dosis equivalente** fijados en el RPSRI para **el cristalino, la piel o extremidades**.
- **Categoría B:** pertenecen a esta categoría aquellas personas que, por las condiciones en las que se realiza su trabajo, es **muy improbable** que reciban una **dosis efectiva superior a 6 mSv/año oficial** o una **dosis equivalente superior a 3/10 de alguno de los límites de dosis** fijados en el RPSRI para **el cristalino, la piel o extremidades**.

3. - EVALUACIÓN DE LA EXPOSICIÓN:

La evaluación de las condiciones de trabajo servirá para minimizar el riesgo radiológico. Esta evaluación tiene una doble vertiente, la **vigilancia del ambiente de trabajo** y la **vigilancia individual de la exposición**.

3.1. - Vigilancia del ambiente de trabajo:

- a) La medición de las **tasas de dosis externas**, especificando la naturaleza y calidad de las radiaciones.
- b) La mediación de **concentraciones de actividad en el aire y la contaminación superficial** especificando la naturaleza de las sustancias radiactivas contaminantes y sus estados físicos y químicos.

Los documentos correspondientes al registro, evaluación y resultado de dicha vigilancia deberán ser archivados por el titular de la práctica, quien los tendrá a disposición de la autoridad competente.

3.2. - Vigilancia individual de la exposición.

Cuando las condiciones de trabajo sean normales, se determinarán con una periodicidad **no superior a un mes** para la dosimetría externa y con la periodicidad que, en cada caso, se establezca para la dosimetría interna, si procede.

Para la determinación de las dosis totales, no se tendrá en cuenta las dosis debidas al fondo radiactivo natural ni las debidas a examen y tratamientos médicos.

Para los trabajadores expuestos de categoría A es obligatorio:

- a) 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 el caso de riesgo de exposición parcial o no homogénea del organismo, la utilización de dosímetros adecuados en las partes potencialmente más afectadas.
- b) En caso de riesgo de contaminación interna, la realización de las medidas o análisis pertinentes para evaluar las dosis correspondientes.

Para los trabajadores expuestos de categoría B:

Las dosis individuales recibidas se podrán estimar a partir de los resultados de la vigilancia realizada en el ambiente de trabajo, siempre y cuando éstos permitan demostrar que dichos trabajadores están clasificados correctamente en la categoría B.

La dosimetría individual, tanto externa como interna, será efectuada por los Servicios de Dosimetría Personal expresamente autorizados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

3.3. - Registro y notificación de resultados:

Todas las dosis recibidas por el trabajador expuesto durante la vida laboral es obligatorio registrarlas en un **historial dosimétrico individual** que estará, en todo momento, a disposición del propio trabajador.

En el caso de que éste cambie de instalación o cese en su empleo, el titular de la instalación deberá proporcionarle una copia certificada de dicho historial. Asimismo, el trabajador deberá entregar una copia certificada de su historial dosimétrico al titular de su nuevo destino.

Los trabajadores expuestos que lo sean en más de una instalación tienen la obligación de dar cuenta expresa de tal circunstancia a los encargados de la protección radiológica de cada uno de los centros en los que trabajen, al objeto de que en todos ellos conste, actualizado y completo, su historial dosimétrico individual. A tal fin, el trabajador deberá comunicar en cada instalación los resultados dosimétricos que se le proporcionen en las demás.

El titular de la instalación deberá archivar el historial dosimétrico hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado la edad de 75 años y nunca por un periodo inferior a treinta años, contados a partir de la fecha del cese del trabajador en su condición de trabajador expuesto. En el caso de cese definitivo de las actividades el titular está obligado a remitir dicha información al CSN.

4. - VIGILANCIA SANITARIA DE LOS TRABAJADORES EXPUESTOS.

El RPSRI no especifica una vigilancia especial sobre los trabajadores expuestos de **categoría B**, a excepción del examen de salud previo que es necesario para solicitar o renovar una licencia de operador o supervisor. Los trabajadores de categoría B se acogerán, por tanto, a los “Principios Generales de Medicina del Trabajo” y a la ley 31/1995 sobre Prevención de Riesgos Laborales.

Trabajadores de Categoría A:

Examen de salud previo antes de darse de alta como trabajador tipo A.

Exámenes de salud periódicos cada **12 meses** o más frecuentemente si fuera necesario.

Desde el punto de vista médico los trabajadores expuestos se clasificarán en **aptos, aptos en determinadas condiciones y no aptos.**

Los reconocimientos médicos previos, periódicos y adicionales han de realizarse por el Servicio de Prevención que desarrolle la función de vigilancia y control de la salud de los trabajadores.

Registro y notificación:

Cada trabajador expuesto de **categoría A** le será abierto un **historial médico** que incluirá los resultados de los exámenes de salud y el historial dosimétrico. **El historial médico se archivará hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado la edad de 75 años y nunca por un periodo inferior a treinta años**, contados a partir de la fecha del cese del trabajador en su condición de trabajador expuesto, y estará a disposición de la autoridad competente y del propio trabajador.

5. NORMAS DE PROTECCIÓN PARA PERSONAS EN FORMACIÓN Y ESTUDIANTES

Las condiciones de exposición y la protección operacional de las personas en formación y de los estudiantes mayores de 18 años serán equivalentes a las de los trabajadores expuestos de categoría A o B. Para las personas en formación y de los estudiantes menores de 18 y mayores de 16 años serán equivalentes a las de los trabajadores expuestos de categoría B.

6. INSPECCIÓN Y SANCIONES

Los inspectores serán los encargados de verificar el cumplimiento de las disposiciones legales de protección radiológica. En caso de incumplimiento podrán requerir la suspensión de las actividades de la instalación.

El titular de la práctica facilitará el acceso a la instalación, la documentación para prueba y toda la documentación o información que le sea requerida por el inspector.

Las infracciones de los preceptos del RPSRI se clasifican en leves, graves y muy graves. Para instalaciones de 2ª y 3ª categoría dichas cuantías se reducirán a la mitad.

Infracción leve: de 3000 a 60000 €

Infracción grave: de 60000 a 600000 €

Infracción muy grave: de 600000 a 3000000 €

TEMA 7

NORMAS DE MANIPULACIÓN DE MATERIALES RADIATIVOS Y NORMAS DE DESCONTAMINACIÓN. GESTIÓN DE MATERIALES RESIDUALES CON CONTENIDO RADIATIVO.

ÍNDICE

1.- NORMAS DE MANIPULACIÓN DE MATERIALES RADIATIVOS

- 1.1.-** Entrada y salida en los laboratorios
- 1.2.-** Normas antes, durante y después del trabajo

2.- NORMAS DE DESCONTAMINACIÓN

- 2.1.-** Descontaminación de superficies y objetos
- 2.2.-** Descontaminación personal.

3.- RESIDUOS GENERADOS EN INSTALACIONES RADIATIVAS DE FUENTES NO ENCAPSULADAS

4.- GESTIÓN DE RESIDUOS

- 4.1.-** Caracterización de residuos
- 4.2.-** Clasificación de residuos
 - a) Atendiendo a su vía de evacuación
 - b) Atendiendo a su tipología
 - c) Atendiendo a su actividad
- 4.3.-** Segregación de los residuos
- 4.4.-** Recogida en origen
 - a) Residuos de gestión interna
 - b) Residuos transferibles a ENRESA
- 4.5.-** Señalización
- 4.6.-** Transporte interno
- 4.7.-** Almacenamiento de los residuos
- 4.8.-** Evacuación
 - a) Evacuación vía convencional
 - b) Transferencia de residuos a ENRESA

5.- CONTROL DOCUMENTAL DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS

1.- NORMAS DE MANIPULACIÓN DE MATERIALES RADIATIVOS

Para el caso concreto de la Instalación Radiactiva de la Universidad de León se establecen las siguientes normas:

1.1- Entrada y salida de los laboratorios de la IR.

-Solo estará permitida la entrada a las zonas de trabajo (laboratorios y cuarto de contadores) a los usuarios de la Instalación Radiactiva.

-En las zonas de trabajo será OBLIGATORIO llevar como prendas de protección al menos BATA Y GUANTES.

-Todos los usuarios excepto los que sólo trabajen con ^{14}C o ^3H deberán entrar en las instalaciones con su dosímetro personal. Dicho dosímetro deberá ser colocado mediante la pinza de sujeción en el bolsillo de la bata situado junto al pecho. Si se usase mandil de plomo como protección ante la radiación, el dosímetro deberá ser colocado por detrás de dicho mandil.

-Si se utilizan los laboratorios de la Instalación Principal, al finalizar las tareas previstas se procederá a comprobar la contaminación de manos (despojándose de los guantes), pies y bata en el detector de contaminación de pódico situado en la sala de contadores (sala 111). Las instrucciones para utilizar el detector de pódico se encuentran pegadas en la pared más cercana a dicho detector.

-Las zonas de trabajo son áreas de acceso restringido, por lo que las puertas deben permanecer cerradas siempre que no haya ningún usuario dentro y en cualquier caso serán cerradas al abandonar las instalaciones.

- La puerta de acceso a los Laboratorios de la Instalación Principal está situada en la parte derecha del edificio del Laboratorio de Técnicas Instrumentales. En ningún caso se podrá entrar o salir por la puerta interior que comunica la Instalación Principal con el Laboratorio de Técnicas Instrumentales. El uso de dicha puerta queda restringido al personal de la Instalación o a salida de emergencia.

-El horario de trabajo en los Laboratorios de la Instalación Principal será el mismo que el del Laboratorio de Técnicas Instrumentales, estando sujeto a variaciones según periodos vacacionales o festivos. El usuario deberá realizar su trabajo ajustándose a ese horario. No obstante y de manera excepcional, el usuario podrá trabajar fuera del horario laboral pero lo cual se le proporcionará, previa solicitud, una llave de acceso a las Instalaciones y los códigos de apertura de puertas de los Laboratorios donde vaya a realizar su trabajo.

-Es responsabilidad del usuario dejar las puertas de los Laboratorios y la de acceso principal cerradas al abandonar el edificio.

1.2- Normas antes, durante y después del trabajo

-Dentro de las zonas de trabajo está absolutamente PROHIBIDO:

- Fumar
- Comer o beber.
- Llevar pelo largo suelto.
- Usar maquillaje.

-El usuario deberá rellenar con sus datos las hojas de trabajo que hay en cada laboratorio cada vez que use las Instalaciones.

-Los trabajos con material radiactivo no encapsulado se realizarán en las áreas de trabajo destinadas a tal fin (bandejas amarillas o similares con o sin pantalla protectora de metacrilato, según el isótopo que se esté usando).

-**ANTES** de proceder a trabajar se efectuará un chequeo de contaminación de las superficies de trabajo y del instrumental que se vaya a usar (pipetas, baños, etc). Si presentasen contaminación se apuntará la incidencia en las hojas de trabajo y se avisará al responsable (Supervisor u Operador) para que tome las medidas oportunas.

-Las superficies de trabajo estarán cubiertas de papel u otro material absorbente para recoger posibles derrames que se produzcan.

-Si se está trabajando en los laboratorios de la Instalación Principal el usuario apuntará su nombre en el papel de las superficies de trabajo. De esta forma los Supervisores podrán saber en cada momento cuántos usuarios hay trabajando a la vez y en qué lugares. El papel deberá ser retirado por el usuario al finalizar su sesión de trabajo.

-Es **OBLIGATORIO** usar algún sistema de contención de líquido (bandejas o similares) siempre que se manipule cualquier producto radiactivo no encapsulado.

-Siempre que sea posible se utilizarán los blindajes de metacrilato para limitar la radiación recibida.

-**DESPUÉS** de finalizar los trabajos será obligatorio, y **RESPONSABILIDAD DEL USUARIO**, el control de la contaminación de **TODOS LOS OBJETOS Y SUPERFICIES UTILIZADOS**, para lo cual se realizará un chequeo con los detectores de contaminación disponibles en cada uno de los laboratorios de todas las superficies de trabajo u objetos que se han usado, incluidas las manos del

usuario. Si alguna superficie estuviera contaminada es responsabilidad del usuario su descontaminación inmediata

2- NORMAS DE DESCONTAMINACIÓN

En el momento que se produzca una contaminación se procederá a informar al personal de la Instalación Radiativa para que asesore al usuario y establezca las pautas de actuación.

Cada usuario sabe con qué, cuánto, cómo y dónde ha realizado su trabajo y, por lo tanto, es el más adecuado para proceder a su limpieza.

Se pueden distinguir los procedimientos de descontaminación en función de si la contaminación es de los objetos y superficies de trabajo (contaminación de superficies y objetos) o del propio usuario (contaminación personal).

2.1-Descontaminación de superficies y objetos

-En primer lugar hay que evitar que continúe avanzando la contaminación, limitando con papel su avance, colocando recipientes, etc.

-Seguidamente hay que identificar perfectamente la zona contaminada y señalizarla en ese mismo momento (para ello hay tiras de papel adhesivo con la señal internacional de radiactividad).

-Llegados a este punto hay que valorar si procede la descontaminación (y estudiar en su caso el método a emplear), esperar el decaimiento o sencillamente tratar el objeto contaminado como un residuo y deshacerse de él. Esta última opción se considerará en el caso de ser un objeto de escaso valor económico y fácilmente sustituible.

-Si decidimos descontaminar, siempre se debe comenzar por procedimientos menos enérgicos para, comprobando periódicamente la contaminación que va quedando, pasar a procedimientos más enérgicos. Los lavados serán siempre desde la zona periférica de la superficie contaminada hacia el centro para disminuir la posibilidad de extender la contaminación.

De manera genérica se usará líquido descontaminante comercial (disponible en la Instalación) diluido a la proporción que aconseje el fabricante. Con dicho líquido se impregnarán papeles con los que se frotará la superficie contaminada monitorizándose con el detector de contaminación la radiactividad absorbida. Si esto no fuera suficiente se podrán utilizar otro tipo de sustancias limpiadoras más específicas (véase punto siguiente) junto con métodos más abrasivos, como cepillos suaves y, si persistiese la contaminación, estropajos o métodos más enérgicos. Todos los líquidos y sólidos utilizados serán considerados como residuos.

Es de vital importancia evitar la contaminación de nuevas superficies al aplicar estos métodos de descontaminación.

-En el supuesto de que no se pueda lograr una descontaminación total, se procederá a marcar la superficie contaminada con cinta adhesiva con el símbolo internacional de radiactividad para identificar perfectamente la zona contaminada y para que no sea utilizada.

Procesos de descontaminación y descontaminantes utilizados en distintas superficies

1- Para todo tipo de superficies:

-Solución de detergente comercial, a temperatura ambiente, frotando. Si no desaparece la contaminación, introducir el material en un tanque con dicha solución, con ácido fosfórico o crómico al 10 %.

-EDTA 10 % (disolución ajustada a pH=7 con NaOH).

2- Para material de laboratorio y equipos:

-Superficies pintadas: agua con detergente comercial. Si no desaparece usar glicerina o acetona.

-Superficies barnizadas: disolvente (xileno). Si no desaparece, usar papel de lija (con mascarilla y guantes).

-Superficies porosas: si la contaminación está incrustada, se usará un aspirador provisto de filtro.

-Acero inoxidable: ácido fosfórico o sulfúrico al 3, 5 ó 10%.

-Otros metales: ácido nítrico al 10%.

-Vidrio: Usar mezcla crómica.

3- Para radioisótopos concretos:

-³²P: usar solución de EDTA al 10% y fosfórico al 10%, solución de EDTA al 10% o etanol impregnado en gasa.

-¹²⁵I ó ¹³¹I: Lavar con gasa o algodones impregnados en una solución de tiosulfato sódico al 10%.

2.2- Descontaminación personal:

Se distinguen en este caso la contaminación externa (piel) e interna (interior del organismo). En cualquiera de los casos hay que **informar a los Supervisores inmediatamente**.

Descontaminación externa

No hay que utilizar procedimientos muy abrasivos que dañen la piel, puesto que favorecería que la contaminación penetrara en el organismo por esas erosiones. También conviene saber que el calor dilata los poros favoreciendo la entrada de sustancias radiactivas, por ello es recomendable usar agua fría en vez de caliente en los lavados de la piel contaminada.

En general el procedimiento a seguir sería el siguiente: se quitará la ropa y elementos como relojes, anillos, etc a las personas contaminadas, se controlará el material retirado con el detector, se lavará la zona sucesivas veces comprobando la contaminación. En caso necesario se usarán procedimientos más enérgicos. Se tendrá especial cuidado en los orificios naturales para evitar incorporaciones internas. No utilizar agua caliente ni disolventes orgánicos.

Descontaminantes utilizados en casos de contaminación personal externa

- Piel en general: se utilizará agua tibia, jabón y un cepillo blando. Si la contaminación persiste, se utilizará hipoclorito sódico (lejía diluida) o permanganato potásico al 1%.
- Manos: lavado con una solución de permanganato potásico al 1% y posteriormente sumergirlas en bisulfito sódico 5%, para eliminar las manchas producida por el permanganato.
- Pelo: para el cabello se usará un champú, con especial cuidado de no contaminar ojos, oídos, nariz y boca. También pueden usarse soluciones de ácido cítrico al 3% y ácido acético al 1%.
- Ojos: se utilizará un lavajos que se encuentra en el centro del pasillo de la Instalación Principal. Se lavará primero la parte exterior de los párpados con el lavajos y después, separando bien éstos se lavará con abundante agua estéril. Si persiste la contaminación se utilizará una solución de NaCl al 8%.
- Mucosas, fosas nasales y boca: se utilizará NaCl (8%) o jabón ácido líquido.
- Garganta: gárgaras con agua oxigenada diluida (máximo 5-10%).

Descontaminación interna

Pueden existir tres vías de contaminación interna: absorción (heridas abiertas), inhalación o ingestión. Es muy importante saber con precisión qué vía de contaminación es la ocurrida, en qué momento, qué isótopo es el causante y cuánta actividad estaba manejando la persona afectada.

La actuación, en cualquier caso siempre guiada por el Supervisor Principal, dependerá del tipo de vía de entrada del radioisótopo:

-por absorción (heridas abiertas):

La incorporación se producirá a través de vasos sanguíneos o linfáticos. Se debe actuar lo más rápidamente posible:

- Se someterá la herida a un chorro de agua a presión hasta que sangre.
- Se monitorizará la contaminación.
- Se lavará la herida con agua oxigenada o suero fisiológico
- Se aplicará un antiséptico y pomada antibacteriana.
- Se cubrirá para evitar la infección y posible dispersión de restos de contaminación.

-por inhalación o ingestión:

Se favorecerá la eliminación del contaminante aumentando la diuresis o provocando vómitos o expectoración, para intentar evitar o reducir la incorporación del contaminante al interior del organismo.

NOTAS IMPORTANTES

La Universidad de León dispone de asistencia médica de Asepeyo (Tfno 987875405 Urgencias 900151000 Atención al cliente 902 151002) en donde nos darán directrices más precisas. Existe una relación de teléfonos de urgencias en el tablón de anuncios de la IR.

La Guía de Seguridad nº 7.5 del CSN recopila las actuaciones a seguir en el caso en que se produzca una situación de accidente en la cual una persona haya podido recibir real o potencialmente una dosis por irradiación externa y/o contaminación interna que, en principio, sobrepasaría, en una exposición única, los límites de dosis establecidos en la legislación española (50 mSv/año para la dosis equivalente efectiva, 150 mSv/año para el cristalino y 500 mSv/año para cualquier otro órgano aislado). En dicha guía se especifica que es de obligado cumplimiento la notificación inmediata por parte del Supervisor Principal al CSN del accidente (en un plazo máximo de 24 horas). También relaciona las actuaciones a seguir en el lugar del suceso, los datos a recopilar sobre la persona afectada y la forma de proceder para su traslado.

Existen 9 centros médicos autorizados de tratamiento de irradiados y contaminados. Ocho de ellos están en las 8 Centrales Nucleares españolas. El noveno es el Centro de Radioprotección del Hospital Gregorio Marañón c/ Ibiza nº 45 Tfno 91-5868000 ext 8180. Éste es el Centro al que se acudirá en última instancia para el tratamiento de las personas irradiadas/contaminadas en el caso en que se sospeche que pueden sobrepasar los límites de dosis establecidos en la legislación española.

3.- RESIDUOS GENERADOS EN INSTALACIONES RADIATIVAS DE FUENTES NO ENCAPSULADAS

En las diferentes aplicaciones realizadas con isótopos radiactivos se generan materiales residuales con contenido radiactivo que deben ser eliminados de forma controlada. El mayor porcentaje de estos materiales se produce como consecuencia de actividades de las Centrales Nucleares. Asimismo, en las instalaciones radiactivas de fuentes no encapsuladas con fines científicos, agrícolas, industriales, etc. también se generan estos materiales pero en volumen muy inferior al generado en las instalaciones nucleares.

Se considera **residuo radiactivo** todo material o producto de desecho, para el que no está previsto ningún uso, que está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

En todas las manipulaciones realizadas con **fuentes no encapsuladas**, se utiliza material de laboratorio (tubos, viales, etc), equipos de protección individual (bata, guantes, calzas, etc.), muestras biológicas, animales, reactivos, instrumentación, etc. Parte de este material, al finalizar la manipulación, puede resultar contaminado con radionucleidos.

Los materiales residuales con contenido radiactivo se podrán generar, prácticamente, en todas las áreas de trabajo en las que se manipulen fuentes no encapsuladas. Además, considerando el riesgo de contaminación implícito a la manipulación de fuentes no encapsuladas, es necesario considerar los residuos generados en las tareas de descontaminación radiactiva.

4.- GESTION DE RESIDUOS

La gestión de los materiales residuales con contenido radiactivo es el conjunto de actividades técnicas y administrativas que tienen por objeto acondicionar y controlar los residuos de forma que, desde el momento de su generación, se optimice su gestión y se minimice el impacto radiológico que podrían causar a la salud y al medio ambiente en su conjunto. La gestión de los residuos tiene como objetivo prioritario, disminuir al máximo posible, teniendo en cuenta factores técnicos, medioambientales, éticos y económicos, las dosis de radiación que pueden recibir las personas y evitar la incorporación de los productos radiactivos a las cadenas tróficas o directamente a las personas que pudieran entrar en contacto con los mismos. Además esta gestión debe garantizar que las cargas de todo tipo para las generaciones futuras sean mínimas.

Corresponde al supervisor de la Instalación radiactiva elaborar las normas oportunas para llevar a cabo la correcta gestión de los materiales residuales con contenido radiactivo generados en la instalación, teniendo en cuenta los criterios propuestos a continuación.

4.1.-Caracterización de los residuos

La caracterización de los materiales residuales con contenido radiactivo es uno de los procesos fundamentales en la gestión de los mismos. Permite optimizar, en gran medida, su gestión ulterior. Su objetivo es analizar los residuos en el punto de origen y conocer las propiedades de los mismos:

- Propiedades físicas: estado físico, masa, volumen, etc.
- Propiedades químicas: compuesto químico, riesgos tóxicos, etc.
- Riesgos biológicos, si los hubiese.
- Propiedades radiológicas: radionucleido contaminante, concentración radiactiva, actividad específica, actividad total, tasa de dosis.

4.2.- Clasificación de los residuos

Es necesario establecer una clasificación de los diferentes tipos de residuos generados con objeto de gestionar su disposición definitiva en los lugares más adecuados para cada tipo.

Los criterios básicos aplicados en este tema para clasificar los residuos han sido:

- Vía de evacuación de los residuos
- Tipología de los residuos
- Actividad de los residuos

a) Atendiendo a su vía de evacuación

a 1) Residuos a evacuar por vía convencional, también llamados Residuos de Gestión Interna

Se trata de aquellos residuos que contienen radionucleidos cuya actividad permite gestionarlos como no radiactivos.

Dentro de este grupo puede hacerse una subdivisión, a efectos prácticos, entre los que se podrían eliminar directamente (desclasificación) por vía convencional y los que después de un tiempo apropiado de decaimiento de su actividad, pueden someterse a la misma gestión. Normalmente se trata de materiales residuales contaminados con radionucleidos de $T_{1/2} < 100$ días.

a 2) Residuos transferibles a ENRESA

Se trata de residuos radiactivos que contienen radionucleidos cuyo período de semidesintegración es superior, en general, a un factor discriminador de tiempo determinado (100 días) y su actividad supera los valores establecidos para la desclasificación. En este grupo estarían incluidos materiales contaminados con ^3H , ^{14}C , etc.

b) Atendiendo a su tipología se clasifican de la siguiente manera

b 1) Sólidos

b 2) Líquidos, que en función de su composición química pueden ser:

- *Acuosos*: soluciones acuosas salinas, básicas o ácidas, diferentes líquidos biológicos.
- *Orgánicos*: solventes orgánicos y líquidos de centelleo.

b 3) Mixtos, en general, viales o frascos que contienen una cierta fracción de líquido que no ha sido segregada (viales de centelleo).

b 4) Biológicos, incluyendo:

- Cadáveres de animales
- Muestras biológicas consistentes en órganos, tejidos y diferentes fluidos corporales.

c) Atendiendo a su actividad:

c 1) Residuos de baja actividad: corresponde a los residuos generados en las técnicas que utilizan actividades del orden de KBq (μCi).

c 2) Residuos de media actividad: corresponde a los residuos generados en las técnicas en las que se utilizan actividades del orden de MBq (mCi).

4.3.- Segregación

La segregación de los materiales residuales con contenido radiactivo se realiza teniendo en cuenta la generación y las características físicoquímicas de cada tipo de residuo, el radionucleido contaminante, el riesgo radiológico asociado y la posible existencia de otros riesgos. La segregación en origen, es decir en el momento de la producción de los residuos, permite dar un tratamiento específico a cada tipo de residuo y optimizar su volumen al no mezclar material radiactivo con residuos convencionales.

La segregación de los residuos se realizará aplicando las normas establecidas por el supervisor de la instalación, teniendo en cuenta los aspectos propuestos a continuación:

- Minimizar la producción de residuos radiactivos.
- No mezclar los materiales residuales con contenido radiactivo con otros residuos.
- No mezclar residuos sólidos con líquidos.
- No mezclar residuos muy contaminados con los menos contaminados.
- Utilizar siempre los recipientes adecuados para cada radionucleido y tipo de residuo.

La eliminación tras decaimiento o de acondicionamiento para almacenamiento a largo plazo será diferente en cada caso.

4.4.- Recogida en origen

Los lugares de trabajo en los que se puedan producir residuos estarán equipados con recipientes al efecto, convenientemente señalizados y blindados en cantidad suficiente, que permita separar los diferentes tipos de residuos y asegurar niveles de radiación y contaminación mínimos. La segregación y envasado de los residuos se realizará de dos maneras diferentes, dependiendo del tratamiento final de los mismos.

a) Residuos de Gestión Interna (T1/2 <100 días)

Se trata de residuos que pueden estar contaminados con radionucleidos tales como el ^{32}P , ^{33}P , ^{35}S o ^{125}I . Estos residuos se mantendrán correctamente acondicionados en los almacenes de la propia instalación radiactiva generadora para su decaimiento y desclasificación. Posteriormente, y utilizando los correspondientes controles de seguridad y calidad, se gestionarán como residuos asimilables a urbanos si no presentan riesgo químico y/o biológico adicionales, retirando siempre cualquier señalización de material radiactivo.

b) Residuos radiactivos transferibles a ENRESA (T1/2 >100 DÍAS)

Los radionucleidos contaminantes más comunes en estos residuos son ^3H y ^{14}C . Se acondicionarán hasta su retirada aplicando los criterios de aceptación indicados por ENRESA y utilizando las unidades de contención suministradas por dicha empresa. En este caso, hay que separar los residuos por el tipo de energía de emisión con objeto de interponer los blindajes más adecuados durante las operaciones de generación y posterior almacenamiento temporal. Si existiera riesgo biológico, será inactivado antes de la retirada de los residuos por ENRESA. En caso de existir riesgo químico, se seguirán los requerimientos específicos indicados por ENRESA al respecto, comunicándose a la empresa explícitamente la existencia de dichos riesgos.

4.5.- Señalización

Uno de los principales sistemas de prevención es la señalización indicativa de riesgos potenciales. Por tanto, todos los embalajes y contenedores que se utilicen para el acondicionamiento en origen de los materiales residuales con contenido radiactivo deberán encontrarse señalizados mediante etiquetas adhesivas específicas. Es recomendable utilizar un código de colores que permita identificar fácilmente el radionucleido contaminante.

4.6.- Transporte interno

Hay que distinguir entre el transporte interior de residuos, que se realiza dentro de la propia instalación y el exterior desde la instalación generadora del residuo hasta el lugar de almacenamiento definitivo. Dentro de la propia instalación se debe evitar el transporte innecesario

de los residuos. Se transportarán, directamente, desde el punto de origen hasta el almacén correspondiente.

El transporte de residuos fuera de la instalación será realizado siempre por una empresa autorizada.

4.7.- Almacenamiento de residuos en la propia instalación

Los materiales residuales con contenido radiactivo se mantendrán almacenados hasta el momento de su evacuación por vía convencional o su transferencia a una empresa autorizada. Todas las instalaciones radiactivas de fuentes no encapsuladas dispondrán de un lugar específico destinado al almacenamiento de los residuos diseñado de acuerdo con una serie de criterios de Protección Radiológica. El supervisor de la instalación establecerá las condiciones de almacenamiento y ubicación de los residuos en el almacén correspondiente y realizará los cálculos necesarios para determinar los tiempos de almacenamiento de estos materiales.

4.8.- Evacuación de residuos

El destino final de los materiales residuales con contenido radiactivo puede ser la *evacuación vía convencional*, como residuos sólidos asimilables a urbanos, la transferencia a un gestor autorizado como residuos peligrosos o biosanitarios, o la *transferencia a ENRESA* como residuo radiactivo en función de su actividad y su período de semidesintegración.

Para aplicar una u otra es necesario tener en cuenta:

- El período de semidesintegración del radionucleido contaminante
- La actividad específica o concentración radiactiva del residuo
- Los criterios de desclasificación para materiales sólidos o líquidos

a) Evacuación de residuos vía convencional

Con la frecuencia necesaria, en función de la capacidad de almacenamiento, se procederá a evacuar los residuos de gestión interna que hayan decaído hasta los valores de desclasificación, realizando una monitorización de los mismos, para comprobar que su actividad ha decaído, retirando previamente toda señalización de material radiactivo eliminándolos como residuos convencionales.

b) Transferencia a ENRESA

Los residuos radiactivos, es decir, los materiales residuales con características radiológicas tales que no se pueden evacuar por vía convencional, se gestionan a través de ENRESA la empresa encargada de la retirada y gestión final de este tipo de residuos.

5.- CONTROL DOCUMENTAL DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS

La gestión de los residuos estará documentada de forma correcta, quedando registro de todos los datos relativos a los mismos. Se llevarán Registros de todos los residuos generados y almacenados así como de los residuos evacuados. Se recomienda disponer de registros por duplicado, manteniendo una copia en el almacén de dichos residuos y otra en poder del Supervisor.