



**UNIDAD DE SEGURIDAD NUCLEAR, PROTECCION RADIOLOGICA Y  
GESTION AMBIENTAL**

**PROYECTO: ESTRATEGIA NACIONAL PARA LA PREVENCION,  
ATENCION Y MONITOREO DE RIESGOS RADIOLOGICOS**

**CURSO DE PROTECCION RADIOLOGICA PARA EL MANEJO  
DE MATERIAL RADIATIVO**



**¡Siente tu bandera,  
cree en tu país!**

**Bogotá, 2002**

República de Colombia  
MINISTERIO DE MINAS Y ENERGÍA  
INSTITUTO DE INVESTIGACIÓN E INFORMACIÓN GEOCIÉNTIFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR



**UNIDAD DE SEGURIDAD NUCLEAR, PROTECCION  
RADIOLOGICA Y GESTION AMBIENTAL**

**PROYECTO: ESTRATEGIA NACIONAL PARA LA  
PREVENCION, ATENCION Y MONITOREO DE RIESGOS  
RADIOLOGICOS**

**CURSO DE PROTECCION RADIOLÓGICA PARA EL  
MANEJO DE MATERIAL RADIOACTIVO**

**Bogotá, D.C. 2002**

# 1. ESTRUCTURA ATÓMICA Y RADIOACTIVIDAD

Fis. Esp. Gerardo Torres

## INTRODUCCIÓN

La noción de átomo, como estructura fundamental de la materia, concebida en Grecia y que predominó durante el siglo XIX sólo continua siendo válida, desde un punto de vista operativo puramente químico, como la mínima cantidad de elemento químico que participa y conserva individualidad durante cualquier transformación de una especie química o sustancia en otra diferente. Al finalizar este siglo y durante las primeras décadas del siglo XX se produjo una serie de descubrimientos y se elaboraron teorías revolucionarias que modificaron profundamente el conocimiento sobre la naturaleza íntima de los átomos. De ellos ha surgido la noción actual que considera a un átomo como un sistema dinámico constituido por un núcleo más un número determinado de electrones que cumplen a su alrededor movimientos regidos según la mecánica cuántica.

### 1.1 ESTRUCTURA ATÓMICA

En los últimos lustros del siglo XIX se descubrieron los rayos catódicos y fueron reconocidos como formados por partículas materiales con carga eléctrica negativa, En 1.895 y en los años siguientes se produjeron los descubrimientos de la radiactividad por Becquerel, y los elementos radiactivos por los esposos Curie.

Del conjunto de estos fenómenos emerge la idea de la existencia de partículas cargadas subatómicas, es decir, contenidas dentro de los átomos. En 1.899, J. J. Thomson condensa estos resultados en un modelo, que describía el átomo como “una esfera de carga eléctrica positiva” neutralizada por un número apropiado de electrones contenidos en su interior.

Posteriormente Rutherford y sus ayudantes realizaron estudios, sobre la dispersión de partículas alfa, para investigar la estructura de los átomos; los resultados de sus experiencias, publicados entre 1.911 y 1.913, dejaron establecida la existencia en cada átomo de un núcleo con  $Z$  cargas positivas. Como ya se conocía la existencia de los electrones, la imagen del átomo se completó admitiendo que alrededor del núcleo se mueven, en trayectorias circulares,  $Z$  electrones con carga unitaria negativa, gracias a lo cual el átomo en conjunto es neutro. La teoría completa de la estructura atómica fue elaborada subsiguientemente por Bohr, Sommerfield y Pauli. La teoría que rige la dinámica del átomo es debida a Schroedinger, Dirac, De Broglie y otros.

Algunos parámetros importantes que se deben tener en cuenta cuando se estudia la estructura atómica son:

- ↪ Dimensiones atómicas. El radio atómico no es una magnitud exactamente definida, se estima que el tamaño de un átomo es del orden de  $10^{-10}$  m.
- ↪ Dimensiones nucleares. El radio nuclear es aproximadamente de  $10^{-14}$  m.
- ↪ Unidad de masa atómica (u.m.a.). A partir de 1.961 se adoptó como unidad de masa la basada en el carbono-12. Se definió como la masa de un átomo de carbono-12 dividida por 12, donde la masa de un átomo de carbono-12, se obtiene dividiendo el peso atómico del átomo por el número de Avogadro.  
Para un átomo de carbono 12 se tiene:

$$\text{Masa del } ^{12}\text{C} = (12 \text{ g/atom-g}) / (6.023 \times 10^{23} \text{ átomos/atom-g})$$

$$= 1.99 \times 10^{-23} \text{ g}$$

$$\text{u.m.a} = (1.99 \times 10^{-23} \text{ g}) / 12 = 1.6 \times 10^{-24} \text{ g}$$

- ↪ Unidades de energía. En el sistema internacional de unidades la energía se expresa en Joules ( J). Otras unidades utilizadas para cuantificar la energía son el ergio (erg.) y el electrón-voltio (eV), este último definido como la energía cinética adquirida por un electrón acelerado mediante una tensión de un voltio.

$$1 \text{ eV} = 1.602 \times 10^{-12} \text{ erg} = 1.602 \times 10^{-19} \text{ J}$$

- ↪ Número atómico y representación de los elementos químicos. Siendo los átomos eléctricamente neutros, el número de cargas positivas en el núcleo es igual al número de electrones presentes en el átomo, cantidad denominada *número atómico*, y representado por Z, el cual coincide con el número de orden de la tabla periódica de elementos, debido a que representa el número de protones que constituyen cada elemento químico. La confirmación experimental de los protones en el núcleo de los átomos realizada por Rutherford y la correspondencia de la masa nuclear con el número de protones era satisfactoria para los primeros elementos de la tabla periódica, sin embargo al aumentar este número la diferencia con la masa nuclear era apreciable. La solución al problema de las masa nucleares se encontró con el descubrimiento de los neutrones en 1.932 por Chadwich, partícula de masa similar a la del protón pero sin carga eléctrica, estableciéndose que el núcleo de los átomos puede estar constituido por Z protones y N neutrones. A estas partículas que constituyen el núcleo de los átomos se les denomina comúnmente *nucleones*.

Para representar un elemento químico, es decir un átomo, se utiliza el número atómico, Z, y el número másico, A.

El número másico, A, es una medida aproximada de la masa atómica, debido a que se toma el número total de partículas nucleares, es decir el número de nucleones. Siendo N el número de neutrones y Z el número de protones, entonces

$$A = Z + N$$

Por consiguiente la representación de cualquier elemento químico se hace mediante su símbolo (X) y los números másico y atómico, así:



↪ Clasificación de los elementos químicos. En la caracterización de los elementos químicos, de acuerdo con el número atómico, número másico, número de neutrones y estado energético de los nucleones, éstos pueden tener iguales algunos o todos los números que lo identifican, diferenciándose únicamente por el estado energético de los nucleones. Teniendo en cuenta que un elemento químico se identifica por su número atómico y que pueden existir diferencias entre los átomos de un mismo elemento químico, por el número de neutrones o por el estado energético, se ha denominado en general *nucleidos* o *núclidos* a los átomos que representan cualquier elemento químico.

↪ Considerando el número atómico, el número másico y el estado energético de los nucleones, los nucleidos se pueden clasificar como isótopos, isótonos, isóbaros e isómeros.

↪ Isótopos. Son aquellos nucleidos que tienen igual número atómico (Z) pero difieren en el número másico (A), por lo tanto poseen un número diferente de neutrones, aunque estén representando el mismo elemento químico. Por ejemplo en el caso del hidrógeno se tienen tres isótopos, correspondientes al hidrógeno común que posee sólo un protón en el núcleo, al deuterio que posee un protón y un neutrón y al tritio con un protón y dos neutrones; los dos primeros se encuentran en la naturaleza y el tercero creado artificialmente. Los demás elementos químicos poseen un mayor número de isótopos.

↪ Isóbaros. Son aquellos nucleidos que tienen igual número másico (A) pero difieren en el número atómico (Z). Estos elementos químicos difieren el número de protones y neutrones que tienen en el núcleo, pero la suma de nucleones es igual.

Por ejemplo el  ${}^{60}\text{Co}$  y el  ${}^{60}\text{Ni}$ ; el  ${}^{137}\text{Cs}$  y el  ${}^{137}\text{Ba}$ ; el  ${}^{210}\text{Pb}$  y el  ${}^{210}\text{Bi}$ .

↪ Isótonos. Son aquellos nucleidos que tienen que tienen igual número de neutrones (N) pero difieren en el número másico (A), por lo tanto tienen diferente número de protones representando elementos químicos distintos.

Por ejemplo el  ${}^{12}\text{C}$  y el  ${}^{13}\text{N}$ ; el  ${}^{22}\text{Ne}$  y el  ${}^{23}\text{Na}$ .

↪ Isómeros. Son aquellos nucleidos que tienen igual número másico (A) e igual número atómico (Z), por lo tanto igual número de neutrones (N), pero difieren en el nivel energético de los nucleones, para su identificación se agrega una *m* al número másico.

Por ejemplo el  ${}^{60\text{m}}\text{Ni}$  y el  ${}^{60}\text{Ni}$ ; el  ${}^{137\text{m}}\text{Ba}$  y el  ${}^{137}\text{Ba}$

## 1.2 RADIATIVIDAD

La radiactividad consiste en la transformación espontánea de los núcleos, esto implica la redistribución de los componentes del núcleo tendiendo a buscar una estructura más estable. Esto es posible mediante la emisión de partículas y/o radiación electromagnética (fotones gamma) buscando así su estado de mínima energía. Los nucleidos que se transforman espontáneamente son conocidos como radionucleidos o radionúclidos, los cuales pueden ser naturales o artificiales.

### 1.2.1 Procesos de desintegración

Los nucleidos inestables, ya sean naturales o artificiales, pueden lograr su estabilidad mediante un número limitado de modos de decaimiento: Decaimiento alfa ( $\alpha$ ), decaimiento beta menos ( $\beta^-$ ), decaimiento beta más ( $\beta^+$ ) y captura electrónica. Es de anotar que en un buen número de casos, el proceso es seguido por emisión de radiación electromagnética, conocida como radiación gamma ( $\gamma$ ).

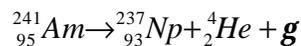
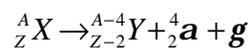
#### ↪ Decaimiento alfa

Esta forma de decaimiento tiene lugar principalmente en elementos pesados con número atómico mayor a 82 y raramente en elementos livianos.

Las partículas alfa poseen carga positiva, identificándose con átomos de helio doblemente ionizados, es decir sin sus electrones orbitales, por lo tanto tienen un  $Z=2$ ,  $N=2$  y  $A=4$ .

Estas partículas al interactuar con la materia producen un gran número de iones en su recorrido, perdiendo energía cinética, por consiguiente recorren una corta distancia, siendo su poder de penetración relativamente menor. Pueden ser distintas por una hoja de papel.

La emisión de partículas alfa se representa por:



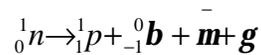
En general el núcleo residual después de la emisión alfa, emite radiación gamma, por haber quedado en un estado excitado.

#### ↪ Decaimiento beta menos

La radiación beta menos corresponde a la emisión de partículas cargadas negativamente y son idénticas a los electrones.

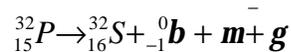
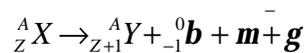
El alcance de las partículas beta menos es de varios metros en el aire, y debido a su bajo peso comparado con las partículas alfa, su poder de ionización es menos intenso, siendo fácilmente absorbidas por la materia. El poder de penetración depende de su energía y de la densidad del absorbedor.

Las partículas beta menos no existen en el núcleo antes de la emisión, ésta se produce cuando en el núcleo inestable un neutrón se transforma en un protón:



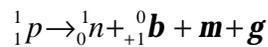
Donde  $\bar{m}$  corresponde al antineutrino que acompaña a este tipo de desintegraciones y  $g$  corresponde a radiación electromagnética, también conocida como radiación gamma, emitida por los radionucleidos que en el proceso de transformación nuclear quedan en un estado excitado, también llamado metaestable, la energía asociada a los fotones gamma es característica del radionucleido.

La representación de este tipo de emisión es:

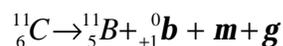
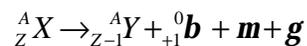


### ↪ Decaimiento beta más

La emisión de partículas  $\beta^+$ , positrones, los cuales poseen igual masa que la de un electrón e igual carga pero de signo contrario. Este tipo de emisión fue descubierta en 1.932 y corresponde a la conversión de un protón en un neutrón, de manera que se emite la partícula beta más y un neutrino, en algunos casos el núcleo residual emite radiación electromagnética.

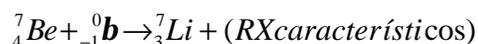
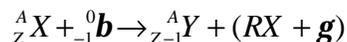


La emisión de positrones se puede representar por:



### ↪ **Captura electrónica**

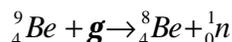
Es un proceso similar a la emisión positrónica, en este modo de decaimiento, el núcleo llega a estabilizarse cuando un protón se transforma en neutrón por la captura de un electrón de la capa K. Por lo tanto el número atómico se reduce en uno, y la vacante en K es llenada por un electrón de las capas exteriores con la consiguiente emisión de radiación X característica. Cuando el nuevo núcleo queda en un estado metaestable habrá emisión de radiación gamma.



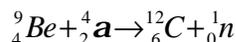
### ↪ **Radiación neutrónica**

Además de los neutrones existentes en el núcleo, también es posible tener neutrones libres como forma de radiación. La producción de neutrones se puede alcanzar por los siguientes mecanismos:

↪ Por bombardeo de elementos estables con radiación gamma de alta energía, convirtiendo estos elementos estables en inestables y su desexcitación se logra con la emisión de neutrones así:

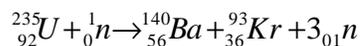


↪ Varios tipos de fuentes radiactivas de uso común utilizan un emisor de partículas alfa que al colisionar con el berilio producen una reacción nuclear emitiéndose neutrones, como se representa a continuación:



Este tipo de ración nuclear permite la construcción de fuentes de neutrones como las conocidas Ra-Be y Am-Be. La fuente de Ra o Am se rodea con una delgada capa de Be, las partículas alfa emitidas por el radio o el americio al colisionar con el berilio inducen la emisión de neutrones .

↪ Otro mecanismo para la obtención de neutrones es la fisión nuclear. La fisión nuclear se logra cuando el núcleo de uranio 235 captura un neutrón, dividiéndose en dos núcleos de masa aproximadamente igual, como por ejemplo el bromo y el lantano, el bario y el criptón, etc., con pesos atómicos entre 115 y 120 cada uno, y la emisión de dos o tres neutrones.



- ↪ Los ciclotrones son usados para producir haces de neutrones altamente energéticos, acelerando protones o deuterones y haciéndolos incidir sobre blancos especiales (ánodos), siendo el berilio comúnmente utilizado.

### 1.2.2 Ley de transformación radiactiva

Si se tiene una cantidad dada de masa de una sustancia radiactiva puede comprobarse que:

- ↪ La intensidad de emisión de radiación y por lo tanto de transformación nuclear es proporcional a la masa.
- ↪ La intensidad decrece con el transcurso del tiempo, puede ser lenta o rápidamente, esto depende del radionucleido observado, cada uno tiene su propio ritmo de desintegración.

La medición cuantitativa de la intensidad del fenómeno se conoce como *actividad* (A) de la sustancia radiactiva. Por lo tanto la actividad (A) se define como el número de desintegraciones por unidad de tiempo:

$$A = -dN/dt$$

El signo menos indica la disminución dN del número total de átomos N que se desintegran en el tiempo dt. Esta es una consecuencia de la primera propiedad que nos dice que la transformación nuclear es proporcional a la masa; entonces la actividad es proporcional al número de átomos presentes: A es proporcional a N. Entonces  $A = \lambda N$  donde la constante de proporcionalidad  $\lambda$  se denomina *constante de desintegración radiactiva*. Esta constante nos da la probabilidad de transformación nuclear por unidad de tiempo, siendo ésta diferente para cada radionucleido.

Partiendo de  $A = -dN/dt$ , con  $A = \lambda N$  y realizando los correspondientes paso matemáticos se obtiene la expresión:

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t}$$

Conocida como *ley temporal de la transformación radiactiva*.

De esta forma la actividad está dada en desintegraciones por unidad de tiempo (desintegraciones/segundo), representada por (des/s), y en el sistema internacional de unidades recibe el nombre de becquerelio (Bq).

$$1 \text{ des/s} = 1 \text{ Bq}$$

La actividad también se expresa en Curios (Ci)

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

### 1.2.3 Período de semidesintegración

Con base en la expresión hallada para la actividad de una sustancia radiactiva en función del tiempo, se identifica que dicha actividad decrece en forma exponencial con el transcurso del tiempo. De acuerdo con esta ley y como resultado del análisis experimental, se encontró que el tiempo necesario para que la actividad decrezca una fracción dada es constante y particular para cada radionucleido.

En particular, es importante el tiempo  $t$  necesario para que la actividad  $A$  decrezca en un 50%, es decir, para que la actividad se reduzca a la mitad del valor inicial; este tiempo se denomina *período de semidesintegración o vida media* y se designa por la letra  $T$  o  $t_{1/2}$

$$A(t_{1/2}) = A_0/2 = A_0 e^{-\lambda t_{1/2}}$$

De manera que  $t_{1/2} = \ln 2 / \lambda = T$

Así se establece la relación que existe entre el período y la constante de desintegración radiactiva, las cuales son propias de cada radionucleido.

De esta forma se puede escribir la ley de decaimiento radiactivo en función del período de semidesintegración así:

$$A(t) = A_0 e^{-(\ln 2)t/T}$$

### 1.2.4 Radiaciones ionizantes

Las sustancias radiactivas son emisores de energía, la cual puede ser en forma de partículas alfa, partículas beta y/o radiación gamma. La interacción de estas radiaciones con la materia, en ciertas circunstancias, da lugar a la emisión de neutrones y radiación X.

La radiación X y la radiación gamma, las cuales consisten en entidades físicas llamadas fotones, tienen propiedades idénticas diferenciándose únicamente en su origen.

La radiación gamma es radiación electromagnética emitida por núcleos excitados o en las reacciones de aniquilación de la materia y la antimateria. El rango de energías de los fotones emitidos por átomos radiactivos se extiende desde 2.6 KeV (correspondiente a radiación X característica de la captura electrónica en el argón-37) a 7.1 MeV de la radiación gamma del nitrógeno-16.

La radiación X es radiación electromagnética emitida por los átomos a través de dos tipos de mecanismos: El primero se presenta cuando los electrones realizan cambios en los niveles energéticos (llamados característicos), a este tipo de radiación se le denomina *fluorescencia de radiación*, el segundo mecanismo para la generación de radiación X consiste en la desaceleración de partículas cargadas (usualmente electrones) por campos coulombianos, este tipo de radiación se denomina *radiación de frenado*.

La radiación ionizante es generalmente caracterizada por su habilidad para excitar y/o ionizar los átomos que constituyen la materia con la cual interactúa. Teniendo en cuenta que la energía necesaria para causar el escape de un electrón de valencia en un átomo está en el rango de 4 a 25 eV, radiaciones que posean energía cinética o cuantos de energía que excedan esta magnitud pueden ser llamadas ionizantes. Con este criterio, se incluiría radiación electromagnética con longitud de onda inferior a 320 nm, cubriéndose casi toda la banda de radiación ultravioleta (UV 10-40 nm). Sin embargo para propósitos prácticos la radiación ultravioleta no es considerada radiación ionizante en el contexto de la física radiológica, teniendo en cuenta que el poder de penetración en la materia es equivalente al de la luz visible, mientras que otras radiaciones son generalmente más penetrantes.

Las radiaciones ionizantes a ser consideradas son: radiación gamma, radiación X, electrones rápidos (radiación beta positiva o negativa), partículas pesadas cargadas (radiación alfa, protones, etc.) y neutrones.

El ICRU (Internacional Comisión on Radiation Units and Measurements, 1971), ha recomendado cierta terminología en referencia a la radiación ionizante haciendo énfasis en la interacción de la radiación, con carga y sin carga, con la materia.

- ↳ Radiación directamente ionizante: partículas cargadas, las cuales pueden entregar directamente su energía sobre la materia, a través de muchas interacciones a lo largo de su trayectoria.
- ↳ Radiación indirectamente ionizante: Radiación X, gamma o neutrones, es decir partículas sin carga, las cuales primero transfieren su energía a una partícula cargada en la materia, las cuales liberan esta energía como en el caso de radiación directamente ionizante. Esto se puede interpretar asumiendo que la deposición de la energía en la materia por radiación indirectamente ionizante se realiza en un proceso de dos pasos.

## 2. INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA

Fis., Ph.D, María Esperanza Castellanos

### INTRODUCCIÓN

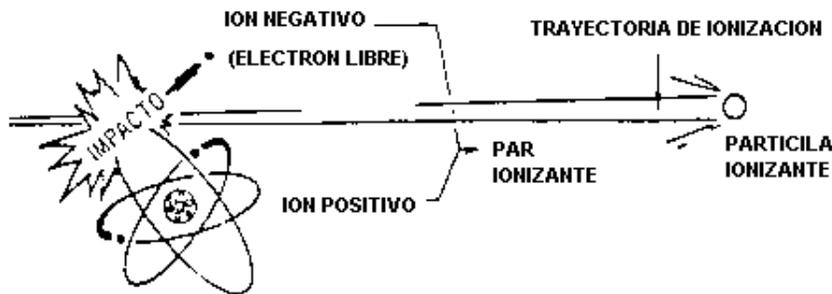
Radiaciones	Partículas materiales	Cargadas $\Rightarrow e^-$ , p, deutones ...
		Neutras $\Rightarrow n$
	Fotones	Rayos X
		Rayos $\gamma$

### Radiaciones Ionizantes

↪ Capaces de producir ionizaciones en el medio material al que ellas penetran

### Ionización

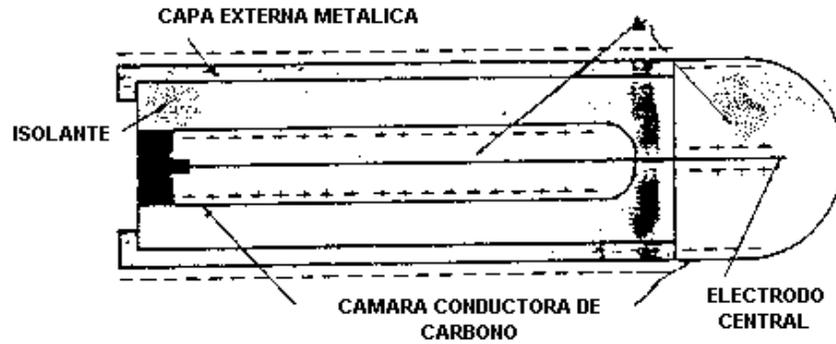
↪ Resulta de la eyección de un electrón fuera del edificio atómico o molecular al que pertenece. Ella es provocada en general por la **interacción de una partícula cargada** con el electrón.



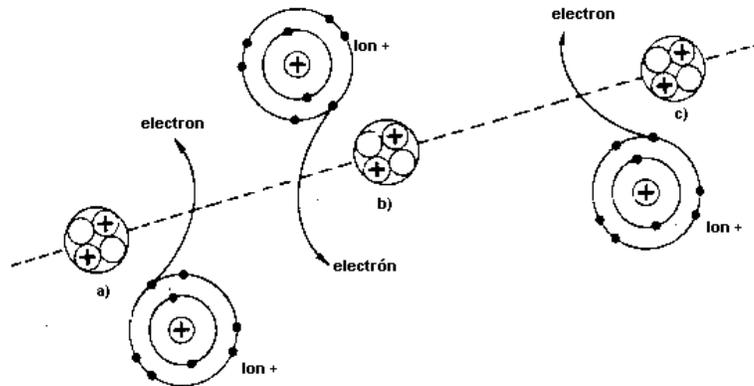
<b>Radiación</b>	<b>Directamente</b> ionizante	Partículas cargadas $\Rightarrow e^-$ , p, d ...	
	<b>Indirectamente</b> ionizante	Partículas no cargadas $\Rightarrow$ Rayos X, Rayos g	Ionizaciones producidas esencialmente por las <b>partículas</b> <b>cargadas secundarias</b> (p y $e^-$ )

Las **ionizaciones** son origen de:

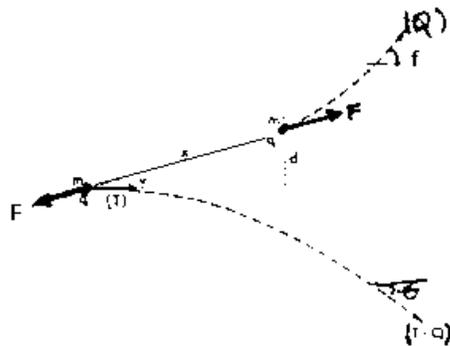
- ↪ Los efectos utilizados para la **detección** de las radiaciones (contadores de partículas, dosimetría, películas radiográficas y otros sistemas radiológicos)
- ↪ Los **efectos biológicos** constatados sobre los medios vivientes



### Los efectos constatados sobre los medios vivientes



### 2.1 ASPECTOS GENERALES DE LA INTERACCIÓN ENTRE DOS PARTÍCULAS CARGADAS



$$F = k \frac{qq'}{x^2}$$

↪ Bajo la influencia de la fuerza  $\mathbf{F}$ , que varía en intensidad y dirección durante la interacción :

- ↪ La partícula blanco es proyectada en una dirección  $\varphi$  y adquiere una energía  $Q$ , que es tomada de la energía cinética  $T$  de la partícula incidente;
- ↪ La partícula incidente es desviada bajo un ángulo  $\theta$ , y su energía residual después de la interacción es  $(T-Q)$ .

↪ La interacción debe también satisfacer el principio de la **conservación de la cantidad de movimiento**.

### 2.1.1 Interacción de los electrones con la materia

↪ Los **electrones en movimiento rápido** son obtenidos:

- ↪ Por **emisión  $\beta$**  de los radioelementos
- ↪ De los **aceleradores** de electrones
- ↪ Por proyección de **electrones secundarios**, como consecuencia de la interacción de fotones  $X$  y  $\gamma$

↪ Su **energía cinética  $T_0$**  puede, según las circunstancias de su producción, tener valores muy diferentes: **entre algunas decenas de keV y algunos MeV**.

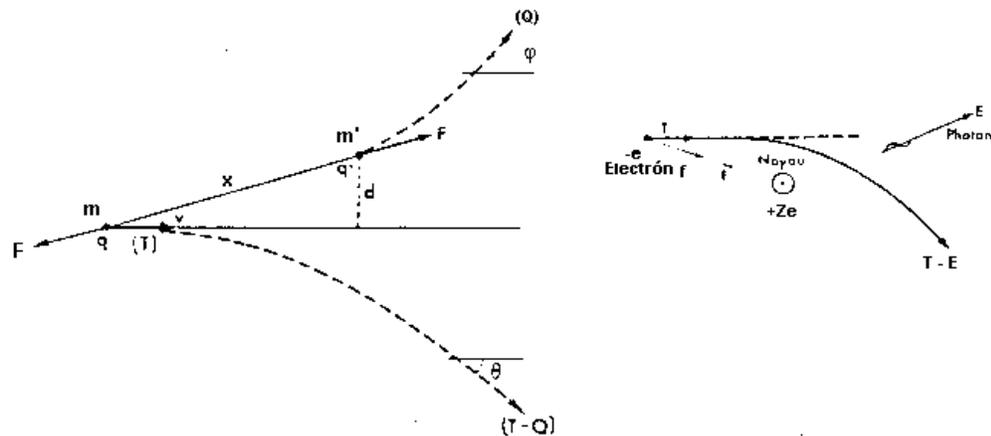
<i>Origen</i>	<i>Energía</i>	<i>Ejemplos</i>	<i>Recorrido en agua</i>
Aceleradores de electrones	Monoenergéticos $T_0$	Aceleradores lin. y betatrones $T_0 = 5 \text{ MeV a } 40 \text{ MeV}$	$R(\text{cm}) = T_0(\text{MeV})/2$
Electrones secundarios proyectados por los fotones $X$ y $\gamma$	Espectro $0 < T_0 < T_m$ con $T_m \approx E$  ( $E$ : energía de los fotones)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Espectro de rayos <math>X</math> clásico <math>0 &lt; E &lt; 200 \text{ keV}</math></li> <li>• <math>\gamma</math> del Co-60 <math>E = 1,25 \text{ MeV}</math></li> <li>• Espectro de RX de alta energía <math>0 &lt; E &lt; 40 \text{ MeV}</math></li> </ul>	$R_{\text{max}} \approx 0,5 \text{ mm}$  $R_{\text{max}} = 5 \text{ mm}$  $R_{\text{max}} = E(\text{MeV})/2$
Emisión $\beta$	$0 < T_0 < T_m$	$T_m = 1,7 \text{ MeV } (^{32}\text{P})$ $0,6 \text{ MeV } (^{131}\text{I})$	$R_{\text{max}} = 8 \text{ mm}$ $R_{\text{max}} = 2,5 \text{ mm}$

En el *medio* el  $e^-$  sufre interacciones individuales, **interacciones elementales**, entre el  $e^-$  incidente y una partícula cargada del medio ( $e^-$  o núcleo).



En el *medio* en el que ellos son puestos en movimiento, o hacia el cual ellos son proyectados, **los electrones pierden progresivamente su energía cinética a lo largo de la trayectoria**.

	Interacción con	Consecuencias		
“Colisión”	Electrones	Ionización Excitación Transferencias térmicas	Efectos sobre el medio	Detección y efectos biológicos
“Frenado”	Núcleo	Radiación X (“fondo continuo”)		



- ↳ Los términos “**colisión**” y “**frenado**” son de uso común, pero en los dos casos hay un “**choque**” entre el electrón incidente y una partícula del medio, así como “una pérdida de energía” del electrón.
- ↳ Los dos tipos de interacción tienen un origen común: la **fuerza electrostática de Coulomb**, que se ejerce entre dos partículas cargadas. Ellas presentan particularidades debidas a la masa muy diferente de las partículas que interactúan.

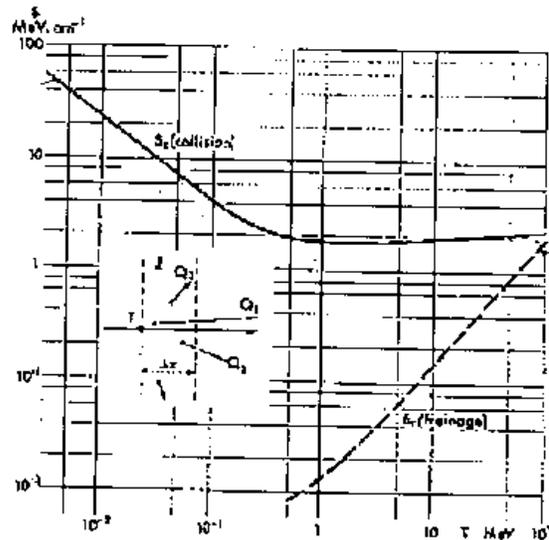
### 2.1.2 Interacción electrón-electrón - Poder de frenado por “colisión”

- ↳ Cuando el  $e^-$  penetra en el medio (en una nube de electrones):
  - ↳ **Interacciones coulombianas** con numerosos  $e^-$  más o menos distantes de su trayectoria
  - ↳ Cada una de las interacciones entraña una **pérdida de energía Q** que puede estar entre **0** (*colisión muy lejana*) y **T** (*colisión frontal*)
  - ↳ Como en el medio no se pueden distinguir los dos  $e^-$ , se considera como  $e^-$  **incidente** a aquel que, después de la colisión, posee la mayor energía cinética.

- ↪ Por simples razones geométricas, **las colisiones lejanas son más numerosas que las colisiones próximas**: el  $e^-$  pierde su energía sobre todo por numerosas y pequeñas transferencias  $Q$ , mientras que las transferencias elevadas son raras.
- ↪ Para una distancia dada **la transferencia  $Q$  de energía, depende de la energía  $T$  del  $e^-$  incidente**:
  - ↪ En **colisiones raras** (*colisiones cercanas*, con un  $e^-$  vecino de la trayectoria)  $Q$  es más elevada en cuanto más elevada sea  $T$
  - ↪ Para las **colisiones más frecuentes** (*las lejanas*),  $Q$  es por el contrario más elevada en cuanto más pequeña sea la velocidad, y por tanto  $T$ , de la partícula incidente; esto se explica por el hecho de que la duración de la aplicación de la fuerza de Coulomb es más prolongada.
- ↪ Sobre un pequeño **segmento  $\Delta x$**  el  $e^-$ , con energía inicial  $T$ , entra en **colisión con cierto número de  $e^-$  y pierde por ese efecto una energía** igual a la suma de las transferencias  $Q$  correspondientes. Esa energía presenta fluctuaciones estadísticas alrededor de un valor medio  $\Delta T$
- ↪ **Poder lineal de frenado (por colisión)**, para los electrones:

$$S_c = DT/Dx \quad (\text{en MeV/cm, keV}/\mu\text{m})$$

- ↪ Depende de la energía  $T$  y del medio
- ↪  $S_c$  es aprox. proporcional a la densidad electrónica del medio ( $\# e^-/\text{cm}^3$ ), es decir en primera aproximación a la densidad másica ( $\text{g}/\text{cm}^3$ ), cualquiera que sea la composición atómica.



### 2.1.3 Interacción electrón-núcleo - Poder de frenado por “frenado”

- ↪ En la interacción de un  $e^-$  rápido con un núcleo:
  - ↪ Se produce una **deformación de la trayectoria** del  $e^-$ , bajo la acción de  $F$ , que produce una aceleración centrípeta

- ↪ En razón de la disparidad considerable de masas, la **transferencia Q de energía es prácticamente nula**
- ↪ El  $e^-$  **sometido a una aceleración intensa, radia energía** en forma de radiación electromagnética.

- ↪ En consecuencia:
  - ↪ Cambio de la trayectoria del  $e^-$  → **dispersión**
  - ↪ Emisión de fotones → **radiación de “frenado”**  
(o Bremsstrahlung)

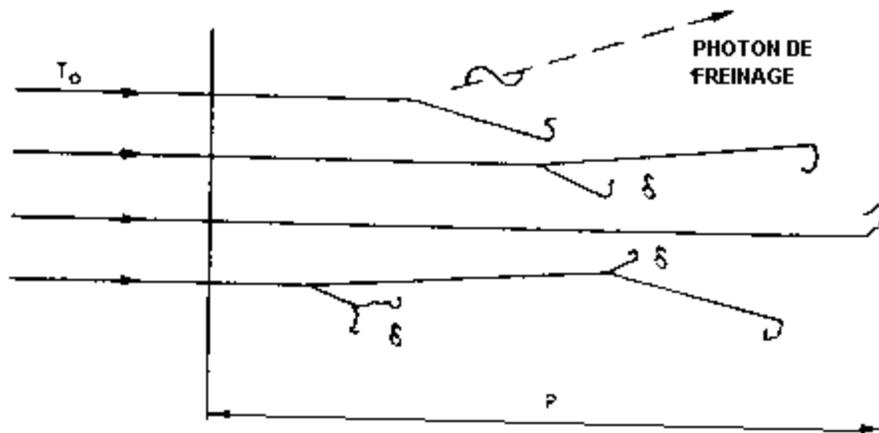
- ↪ **Poder de frenado por “frenado”**

$$S_r = DT/Dx \quad (\text{en MeV/cm, keV}/\mu\text{m})$$

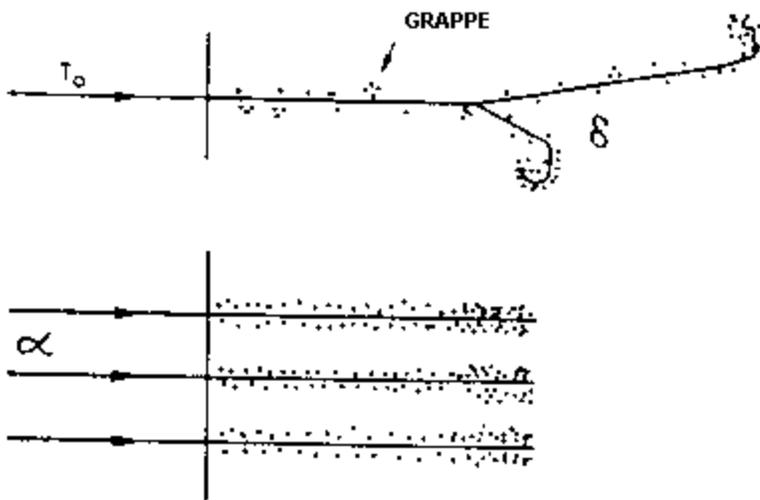
- ↪  $S_r$  es en primera aproximación proporcional a la energía cinética de los  $e^-$ , a  $Z^2$  y al número de núcleos por unidad de masa

#### 2.1.4 Longitud de la trayectoria y alcance práctico

- ↪ Un  $e^-$  de energía inicial  $T_0$  **pierde progresivamente su energía** en el medio y **su trayectoria se termina cuando su energía se reduce a un valor prácticamente nulo** (0,025 MeV), correspondiente a la agitación térmica.
- ↪ Para un  $e^-$  **de energía grande**, la longitud media de la trayectoria en el agua  $R_{\text{agua}}(\text{cm})=T_0(\text{MeV})/2$ , como consecuencia del hecho de que  $S_e \gg 2 \text{ MeV/cm}$  sobre la casi totalidad de la longitud de la trayectoria;  $S_e$  **crece solamente al final de la trayectoria, cuando  $T < 300 \text{ keV}$**
- ↪ En un **medio de densidad  $r(\text{g/cm}^3)$** , la longitud de la trayectoria es aproximadamente  $R_{\text{agua}}/r$  (la naturaleza del medio casi no interviene)
- ↪ Algunas transferencias elevadas originan la fluctuación de una trayectoria con respecto a la otra; y debido a la dispersión, **la profundidad a la cual se termina una trayectoria es generalmente inferior a la longitud total de la trayectoria**
- ↪ La profundidad máxima de penetración de la partícula representa el **alcance práctico**, el cual es aproximadamente igual a R.



Electrons



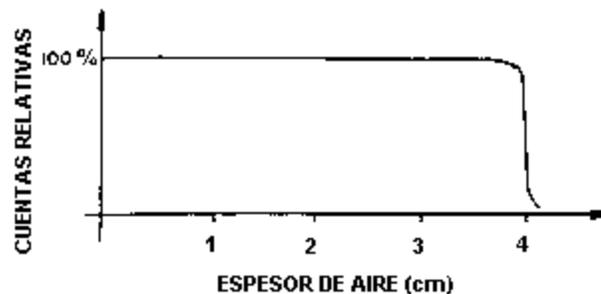
### Trayectoria de los electrones en un medio

- ↪ Aspecto general de las trayectorias
- ↪ Distribución de las ionizaciones producidas en el medio
- ↪ Para efectos de comparación, trayectoria de las partículas  $\alpha$

### 2.1.5 Interacción de partículas cargadas pesadas con la materia

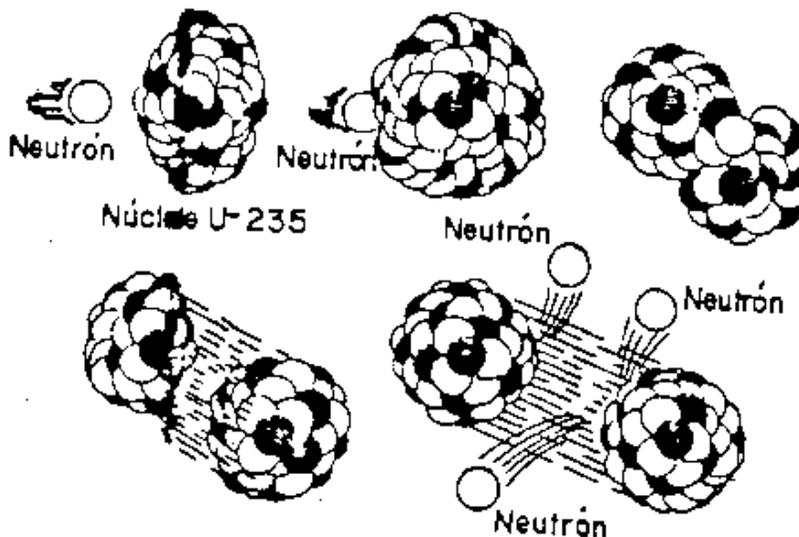
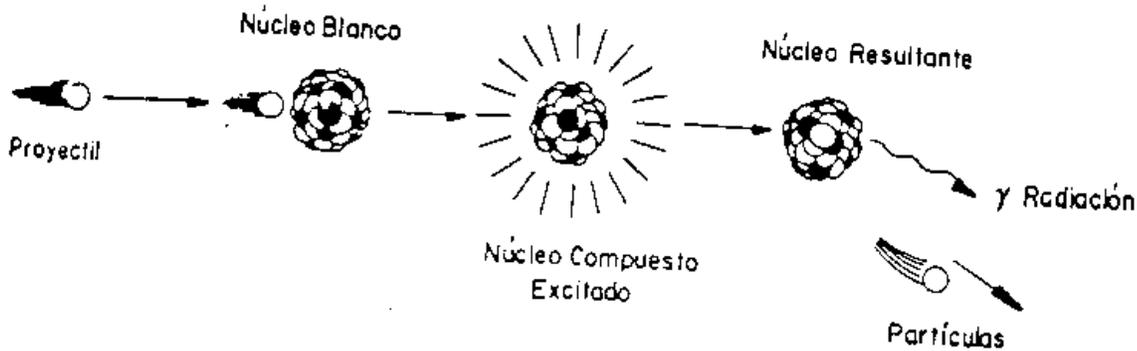
- ↪ Partículas pesadas cargadas
  - ↪ **p, d, a**
  - ↪ emitidas durante:
    - ↪ las reacciones nucleares
      - desintegraciones radiactivas espontáneas
      - reacciones provocadas por bombardeo de núcleos con partículas aceleradas
  - ↪ energías típicas : algunos MeV

- ↪ pueden también ser aceleradas artificialmente en ciclotrones (⇒ energías de decenas de MeV)
- ↪ Al penetrar en el medio
  - ↪ Pierden progresivamente su energía por efecto de **colisiones** con los  $e^-$  del medio
  - ↪ Debido a la **diferencia considerable de masas**, particularidades:
    - La **transferencia de energía Q es pequeña** comparada con T
    - La partícula sufre muy **poca desviación** de su trayectoria inicial: ella tiene una **trayectoria rectilínea**
    - Hay poca fluctuación de una trayectoria a otra y las longitudes de las **trayectorias son prácticamente iguales**.
- ↪ En el medio un p o un d, se comportan prácticamente como un  $e^-$  de la misma velocidad ( $e^-$  de 1 keV, p de 1,8 MeV, d de 3,7 MeV)
- ↪ Energías cinéticas de **algunos MeV**  $\Rightarrow$  **velocidades relativamente pequeñas** y  **$S_c$  elevado**. Consecuencias:
  - ↪ El recorrido de las partículas cargadas es, para la misma energía, mucho más pequeño que la del  $e^-$  (algunos cm en aire, decenas de  $\mu\text{m}$  en agua).
  - ↪ Ej:  $\alpha$  del polonio, T=5,3 MeV,  $R_{\text{aire}}=4$  cm,  $R_{\text{agua}}=50$   $\mu\text{m}$ )
  - ↪ La Transferencia Lineal de Energía, TLE (densidad lineal de ionizaciones) a lo largo de la trayectoria es muy elevada eficacia biológica grande, que además crece a lo largo de la trayectoria a medida que la velocidad disminuye (**curva de Bragg**)



## 2.2 INTERACCIÓN DE LOS NEUTRONES CON LA MATERIA

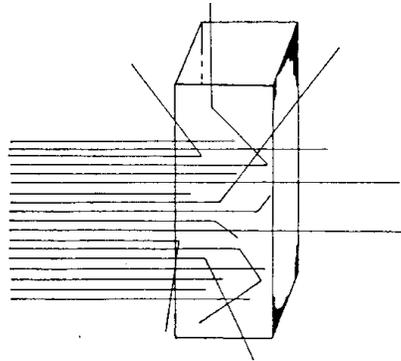
- ↪ **Origen:** los n de gran energía  $T_n$  (algunas decenas de MeV) son producidos por numerosas reacciones nucleares
  - ↪ el bombardeo de ciertos núcleos con las partículas pesadas aceleradas
  - ↪ fisión de átomos pesados.



- ↪ Los **n rápidos** (10 keV – 20 MeV) pierden su energía cinética durante choques con los núcleos atómicos:
  - ↪ El n **cambia de dirección** y transfiere una parte  $Q$  de su energía al núcleo
  - ↪ Interacciones **aleatorias**: la longitud de la trayectoria y la profundidad alcanzada en el medio son muy variables  $\bar{P}$  **no se puede definir un "recorrido" o "rango"**
  - ↪  $Q$  pequeña cuando el **núcleo blanco tiene masa elevada**  $\Rightarrow$  solamente **"dispersión" del neutrón**
  - ↪  $Q$  es máxima cuando la masa del núcleo es igual a la del n (se tiene  $Q=T_n$ , durante un choque frontal)
- ↪ El **hidrógeno** es entonces el medio más eficaz para su detención.
  - ↪ Para detener los n, se **medios ricos en H** como la **parafina**

- ↳ En medios biológicos, los **n rápidos** pierden su energía principalmente por **dispersiones sucesivas con los núcleos de hidrógeno**, los que a su vez se dispersan y se transforman en **p de rechazo**
- ↳ El **p pierde su energía cinética por colisión** con los  $e^-$  del medio  $\Rightarrow$  el **n es una partícula indirectamente ionizante**
- ↳ Los **n se llaman térmicos** cuando su energía cinética es reducida a un valor muy pequeño, correspondiente a la energía cinética de agitación térmica.
  - ↳ Los neutrones térmicos **son absorbidos en el medio por captura nuclear, se produce un isótopo**, generalmente radiactivo del núcleo que captura el n
  - ↳ Los n térmicos son capturados en el tejido blando y distribuyen su energía a través de dos mecanismos:

### 2.3 INTERACCIÓN DE LOS FOTONES CON LA MATERIA



- ↳ Cuando un haz de RX o  $R\gamma$  penetra en un medio material, se puede constatar una desaparición progresiva de los fotones primarios que lo constituyen  $\Leftrightarrow$  **atenuación**
- ↳ La atenuación es debida a la **interacción de un cierto número de fotones con las partículas del medio**, especialmente con los electrones
- ↳ Durante **una interacción elemental** fotón-electrón
  - ↳ La energía del fotón o una parte de ella es transferida al electrón, el cual sale del edificio atómico con una energía T
  - ↳ T del  $e^-$  secundario es disipada en el medio durante sus interacciones  $e^-$ -materia

### 2.3.1 Mecanismos de interacción entre los fotones y las partículas materiales

<i>Principales interacciones entre fotones (rayos X y <math>\gamma</math>) con la materia</i>	
Con electrones	Con los núcleos
Dispersión simple (Thomson-Rayleigh) Efecto Compton Efecto fotoeléctrico	Materialización Reacciones nucleares

↪ Las principales interacciones: efecto Compton y el efecto fotoeléctrico

#### 2.3.1.1 Efecto fotoeléctrico

- ↪ Es la **absorción** por parte de un átomo **de la totalidad de la E del fotón incidente**
- ↪ Esa energía es transferida a un  $e^-$  que es sacado de su capa electrónica (energía de enlace  $W$ ) y sale del átomo con una energía cinética  $E_a$

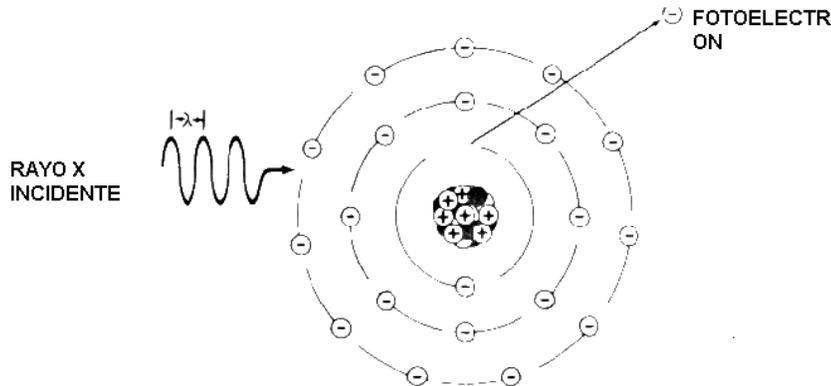
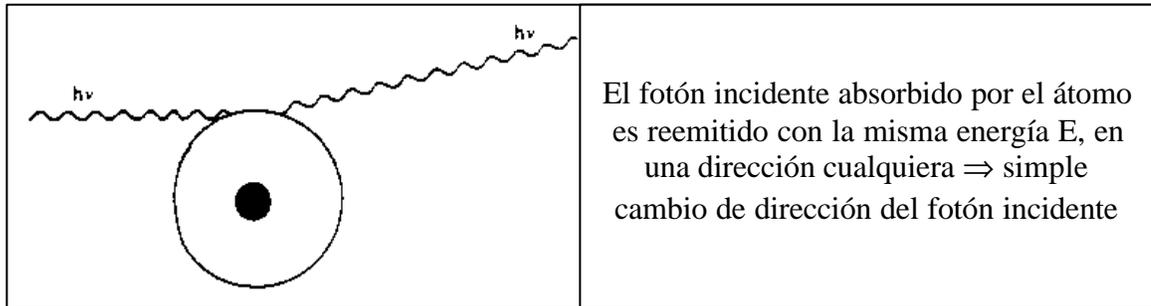


Figura 7, El efecto Fotoeléctrico ocurre cuando un rayo X incidente es totalmente absorbido durante la ionización de un electrón de capa interna. El fotón incidente desaparece y el electrón de la capa K, llamado fotoelectrón, es expulsado del átomo.

$$E = W + E_a$$

- ↪ El efecto fotoeléctrico solamente puede ocurrir con un  $e^-$  de una capa  $i$  tal que  $E \geq W_i$
- ↪ Se produce casi únicamente con los electrones de las capas para las cuales  $W_i$  es muy cercana a  $E$  (esto es para las capas internas, en el caso de los RayosX)
- ↪ La energía cinética del fotoelectrón es absorbida por el medio
- ↪ La ionización es seguida por la emisión de fotones de fluorescencia, o en el caso de  $Z$  pequeño, de la emisión de  $e^-$  Auger.

### 2.3.1.2 Dispersión simple



El fotón incidente absorbido por el átomo es reemitido con la misma energía  $E$ , en una dirección cualquiera  $\Rightarrow$  simple cambio de dirección del fotón incidente

### 2.3.1.3 Efecto Compton

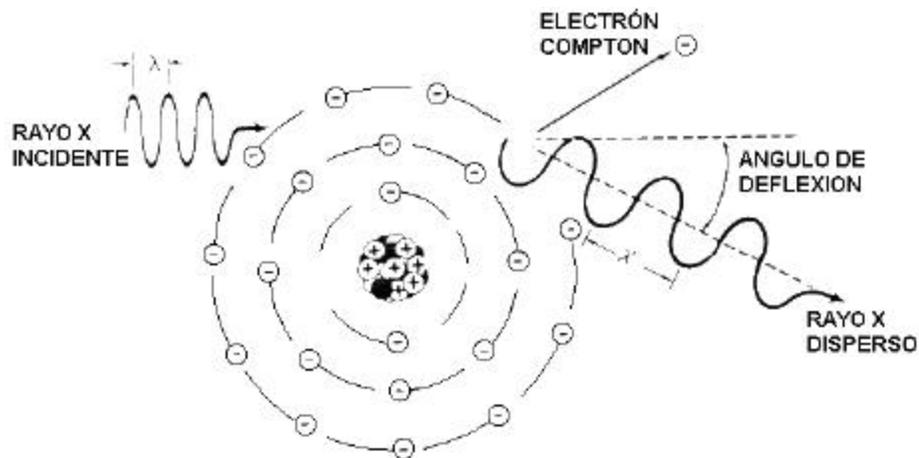


Figura 9, El efecto Compton se produce entre rayos X de moderada energía y electrones de la capa externa. Da lugar a la ionización del átomo blanco, al cambio de la dirección del fotón. La longitud de onda del rayo X disperso es mayor que la del incidente.

- ↪ El fotón incidente entra en interacción con un  $e^-$ , le transfiere una energía  $E_h$  y el resto de energía  $E_s$  lo lleva un fotón disperso
- ↪ La interacción debe satisfacer las leyes de conservación de la energía y de la cantidad de movimiento
- ↪ La fracción de la energía que es transferida al  $e^-$  Compton es muy diferente según el valor de  $E$ :
  - ↪ Fotones de energía elevada  $\Rightarrow$  gran parte de la energía se transfiere al  $e^-$  Compton
  - ↪ Fotones de energía baja  $\Rightarrow$  la casi totalidad de la energía es transportada por el fotón disperso

### 2.3.1.4 Materialización (producción por pares)

- ↪ En el campo eléctrico intenso alrededor del núcleo, el fotón se puede materializar en forma de dos electrones: uno positivo y uno negativo
- ↪ Una energía de  $2 \times 0,51$  MeV es necesaria para crear los dos electrones, el excedente corresponde a la energía cinética de las dos partículas.

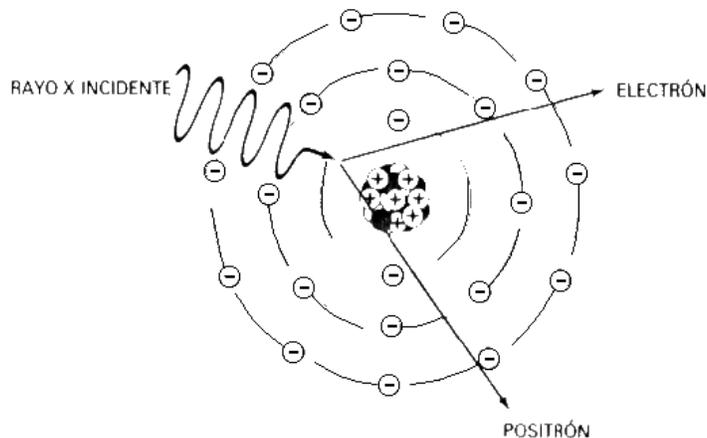


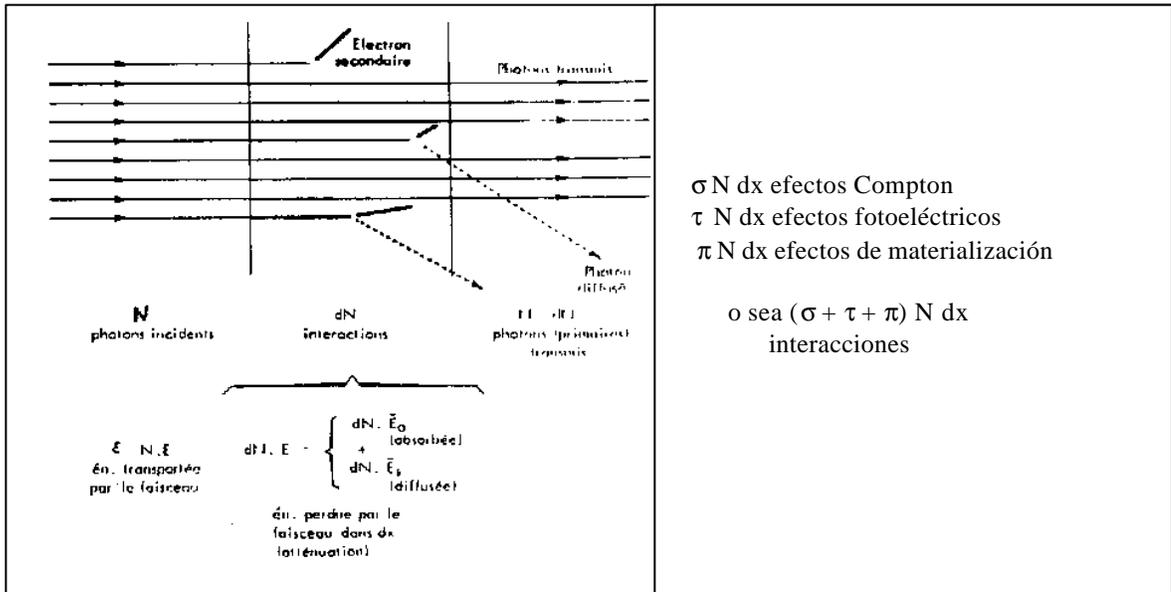
Figura 11, La producción de pares ocurre con rayos X que tienen energías superiores a 1,02MeV. El fotón interactúa con el campo de fuerza nuclear y se crean dos electrones que tienen cargas opuestas.

### 2.3.1.5 Reacción nuclear

- ↪ Un **fotón puede ser absorbido por un núcleo**, el cual se vuelve inestable, por lo cual se desintegra posteriormente, emitiendo generalmente un **n**.
- ↪ Esta reacción se produce solamente para fotones de energía muy elevada

### 2.3.2 Coeficiente de atenuación ( $\mu$ )

- ↪ Representa, para un fotón, la probabilidad de sufrir una interacción con la materia.
- ↪ El coeficiente  $\mu$  depende de la naturaleza del medio y de la energía E del fotón
- ↪ Cuando los fotones atraviesan un espesor **dx**, se producen:



$dN = -\mu N dx$

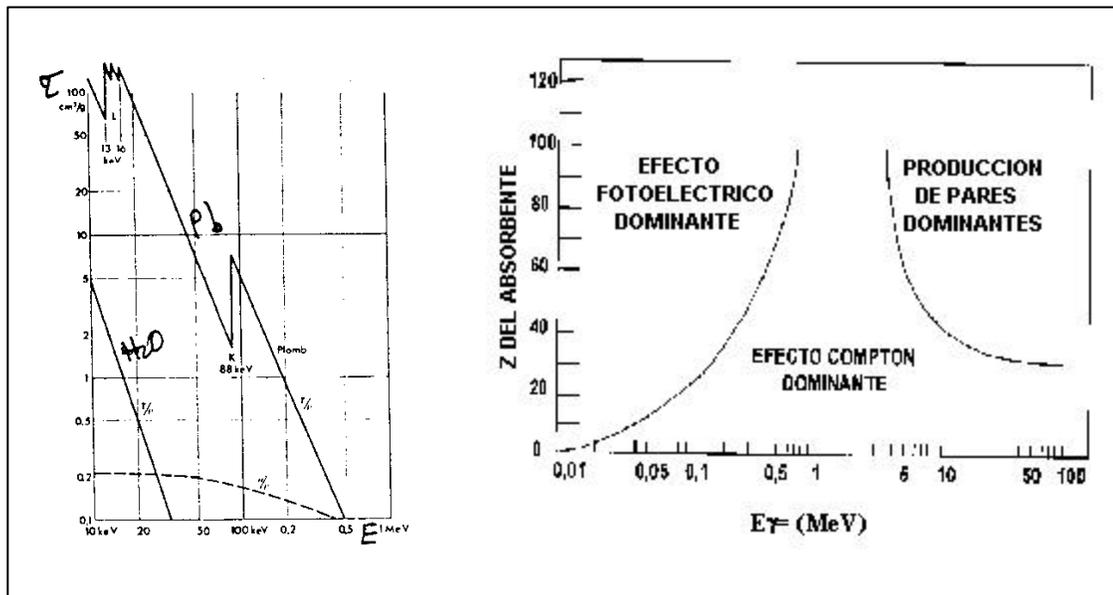


En cada cm o en cada unidad de espesor del absorbente se pierde una misma proporción de fotones con respecto al número de fotones que emergieron del cm o unidad anterior

$N = N_0 e^{-\mu x}$



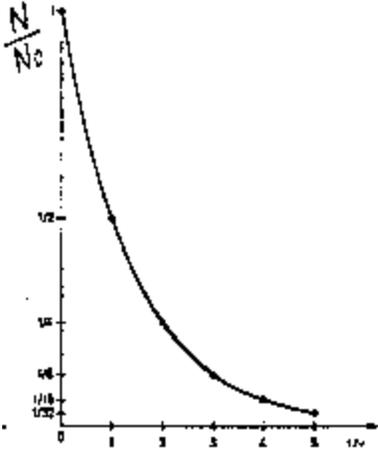
La función exponencial se presenta de esta forma



Capa **hemirreductora** (CHR): espesor que reduce a 50% el número de fotones incidentes

$$\text{CHR} = \ln 2 / \mu$$

- ↳ depende como  $\mu$  de la naturaleza del medio y de la energía E de los fotones.
- ↳ para un medio determinado es una representación de la penetración de la radiación, más expresiva que  $\mu$ .



**Eg= (MeV)**

### 3. MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMETRICAS

Fís. Esp. José Esaú Garavito Castellanos

#### INTRODUCCION

La necesidad de establecer normas de protección contra los efectos biológicos perjudiciales, producidos por las radiaciones ionizantes, se hizo patente a los pocos meses del descubrimiento de los Rayos X por Roentgen en 1895 y el comienzo del trabajo con elementos radiactivos en 1896.

Como consecuencia del trabajo con radiaciones ionizantes, algunos operadores en este campo, comenzaron a manifestar efectos nocivos. El análisis de síntomas patológicos de un conjunto de radiólogos, permitió establecer en 1922 que la incidencia de cáncer en este grupo de trabajo, era significativamente, más alta respecto a otros médicos, circunstancia ésta que demostró la peligrosidad de las radiaciones ionizantes y la necesidad de establecer normas específicas de radioprotección, con la introducción de nuevas magnitudes radiológicas, así como sus correspondientes unidades.

La normativa internacional que inició la normalización de las magnitudes y unidades en el campo de la Metrología, tuvo su arranque cuando en 1875, 17 países firmaron la Convención del Metro y se creó la oficina internacional de Pesos y Medidas (BIPM).

En 1925, se creó la Comisión Internacional de Medidas y Unidades Radiológicas (ICRU), cuya misión más importante se centra en hacer recomendaciones respecto a:

*Magnitudes y unidades de radiación y radiactividad. Métodos de medida y campos de aplicación en Radiobiología y Radiología Clínica. Datos y constantes físicas requeridas para la aplicación de estos procedimientos.*

De 1953 a 1962 la ICRU estableció las definiciones de las magnitudes: dosis absorbida, exposición, dosis equivalente y actividad, y sus correspondientes unidades especiales: rad, Roentgen, rem y curio. En mayo de 1975 a propuesta de la ICRU, la BIMP adoptó como unidades SI (sistema internacional de medidas) el Bequerelio y el gray, abriéndose un período de 10 años para la adopción definitiva de las nuevas unidades.

La aplicación de las recomendaciones del ICRP (Comisión Internacional de Protección radiológica) requiere de la comprensión de una variedad de conceptos y magnitudes. Muchas tienen aplicación en otros campos de la ciencia, por lo que la forma y precisión con que se establecen las definiciones reflejan esta variedad de aplicaciones.

Esto implica que para comprender los mecanismos a través de los cuales se producen los múltiples efectos que la radiación ionizante puede inducir en los organismos vivos y su relación con las magnitudes básicas utilizadas en protección radiológica, es necesario conocer previamente las magnitudes básicas que permiten caracterizar y cuantificar los fenómenos de la desintegración radiactiva, generación, transporte e interacción de la radiación ionizante con la materia.

### 3.1 DEFINICIONES

A continuación se especifican algunos términos empleados en las definiciones de las magnitudes que se han de definir mas adelante.

#### **Interacción.**

Se refiere al proceso por los cuales, ya sea la energía o la dirección de la trayectoria de la partícula incidente, es alterada. La interacción puede ser seguida de la emisión de una o varias partículas secundarias.

#### **Evento de deposición de Energía.**

Se refiere a un evento en el cual una partícula ionizante o un grupo de partículas ionizantes asociadas (secundarias a ella), entregan energía en un volumen dado de la materia.

#### **Magnitud.**

Cualidad de un cuerpo o de un fenómeno a la cual se le puede asignar un valor por comparación con la unidad de medida.

Ejemplo: Longitud, Tiempo, Volumen, corriente eléctrica.

#### **Magnitud Estocástica.**

Son aquellas que no puede predecirse su valor, por variar en forma discontinua en el espacio y en el tiempo. Solo puede asignársele una probabilidad de tomar un valor determinado.

Ejemplos: Longevidad de los humanos (0-120 años);

No. de desintegraciones radiactivas en un instante dado.

#### **Magnitud no Estocástica.**

Aquellas que toman valores continuos en el tiempo y el espacio, se definen sobre el valor medio de la magnitud estocástica asociada. Mediante el cálculo puede determinarse cualquier valor que pueda tomar.

Ejemplo: Período de vida de los humanos (75 años);

Período físico o semiperíodo de un radionucleído.

#### **Punto de interés.**

Es el volumen elemental de materia expuesto en el que se mide la magnitud no estocastica (macroscopica). Este debe cumplir que en el, las interacciones por unidad de masa sean independientes de variaciones locales de campo y de la constitución del material, a su vez

que el número de interacciones sea tal que permita obtener una medida estadísticamente aceptable de la variable estocástica a asociada. En la práctica para la protección Radiológica este volumen elemental corresponde al volumen sensible de los detectores de radiación ionizante donde, dicha radiación hace el depósito de energía produciendo una serie de ionizaciones que luego son contabilizadas por la electrónica asociada al instrumento.



Cuando se miden las diferentes magnitudes radiológicas con detectores de radiación es muy importante tener en cuenta el tipo de material del volumen sensible del detector y el tipo de radiación que incide sobre dicho volumen, ya que estas definen el tipo de magnitud que se va a medir.

### 3.2 MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS

Son aquellas que permiten la medida de los efectos reales o potenciales de la radiación sobre la materia.

Se obtienen como el producto entre las magnitudes de campo y de interacción, sin embargo no se describen de este modo debido a que lo usual es que se midan directamente.

#### 3.2.1 Energía impartida (e):

Es la energía depositada por la radiación ionizante a la materia de un volumen (V):

$$\varepsilon = \Sigma\varepsilon_{in} - \Sigma\varepsilon_{ex} + \Sigma Q \quad \text{Unidad [J]}$$

Donde:

$\Sigma\varepsilon_{in}$ : Suma de energías de todas las partículas directa e indirectamente ionizantes que entran en un volumen (V), excluyendo energías en reposo.

$\Sigma\varepsilon_{ex}$ : Suma de energías de todas las partículas directa e indirectamente ionizantes que han dejado el volumen (V), excluyendo energías en reposo.

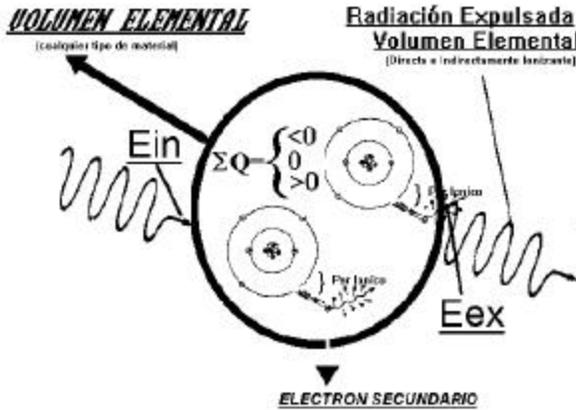
$\Sigma Q$ : Suma de todas las energías liberadas, menos las energías gastadas en transformaciones del núcleo y de partículas elementales ocurridas dentro del volumen (V).

$Q = 0$ ; cuando no ocurren cambios de masa en el volumen,

$Q < 0$ ; cuando parte de la energía se ha convertido en masa. Esta no participa en procesos

de ionización,

$Q > 0$ ; cuando la masa en reposo se transforma en energía.



Como se puede ver en este gráfico la radiación ionizante al incidir sobre el volumen elemental deposita energía que produce cambios en el material contenido en dicho volumen, que pueden ser desde la producción de pares ionicos (suma iones positivos y negativos) hasta cambios en la cantidad de masa contenida en el volumen.

### 3.2.2 Dosis absorbida (D)

$$D = dE / dm \quad \text{Unidad} \quad [J/Kg]$$

Se define como el cociente entre  $dE/dm$ , donde  $dE$  es la energía depositada en elemento de masa ( $dm$ ) de cualquier material, por la radiación.

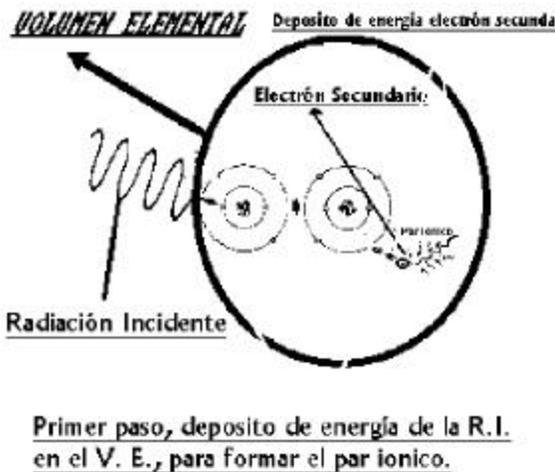
Unidad Antigua.:  $rad = 100 \text{ ergios/gramo}$ ; RAD (*Radiation Absorbed Dose*)

Unidad Sistema Internacional.: Gray (Gy) = *Julio/Kg*

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

Se define para cada punto del material irradiado (es una función de punto).

La radiación ionizante para entregar la energía en el volumen elemental lo hace en dos pasos, en el primero paso la energía entregada por la radiación ionizante es empleada para formar el par ionic y en el segundo paso el electrón secundario (electrón desprendido de los átomos estables del volumen elemental) termina de depositar la energía restante generando mas ionizaciones.



Como se puede apreciar para efectos de la medida de la dosis absorbida el volumen elemental puede ser de cualquier tipo de material, y el tipo de radiación ionizante que ingresa al volumen puede ser de cualquier tipo (radiación directamente o indirectamente ionizante)

### 3.2.3 Tasa de dosis absorbida (D):

Es el incremento de dosis absorbida en un intervalo de tiempo (dt).

$$D = (d\varepsilon)/(dm dt) \quad \text{Unidad [Gy s}^{-1}\text{]}$$

### 3.2.4 Exposición (X):

$$X = dQ/dm \quad \text{Unidad [Roentgen], R}$$

Se define la exposición de un haz de fotones (no es aplicable a partículas) como el *cociente*  $dq/dm$ , donde dq es el valor absoluto de la carga total de los iones de un mismo signo producidos en aire cuando todos los electrones liberados por los fotones en un elemento de masa (dm) de aire, son completamente parados en ese elemento dm.

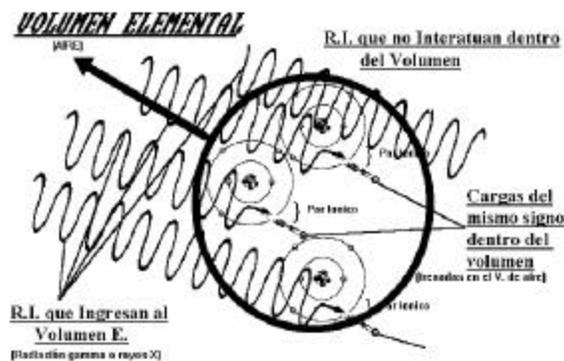
Sus unidades son:

Röntgen (R) o Renguenio  $1 R = 2,58 \cdot 10^4 C/Kg$

(U. A. = unidad antigua)

1 R se define como la cantidad de radiación electromagnética necesaria para producir la unidad electrostática de carga (u.e.e.) en  $1 \text{ cm}^3$  de aire en condiciones normales de presión y temperatura.

$$1 R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ Coul/kg}$$



Como se puede apreciar en este gráfico, muchas veces los electrones secundarios puede ser formado dentro del volumen elemental, pero si estos no son completamente frenados dentro de este volumen estos no contribuyen a la exposición.

Para efectos de la medida de la exposición el volumen elemental debe ser aire, y el tipo de radiación ionizante que ingresa al volumen deber radiación electromagnética ( Rayos gamma o rayos X).

### 3.2.5 Relación entre D y X

La energía absorbida en 1 gramo de aire que sufre una exposición de 1 R es de 87 ergios,

mientras que la energía absorbida en 1 gramo de aire que recibe una dosis de 1 rad es de 100 ergios; lo que permite establecer la siguiente relación entre la exposición y la dosis en aire.

$$1 \text{ R} = 0.87 \text{ rad}$$

$$\text{Dosis ( rad) } = 0.86 \text{ X ( R)}$$

Para determinar la dosis absorbida en medio (s) diferente (s) al aire cuando se conoce la exposición es posible emplear la siguiente relación:

$$D_s = 0.87 [(\mu_{en}/\rho)_s / (\mu_{en}/\rho)_{air}] \cdot X$$

$\mu_{en}/\rho$ : es función de la energía de la radiación y la relación entre D y X depende de la naturaleza de la sustancia considerada y del tipo de radiación.

### 3.3 MAGNITUDES DE APLICACION EN PROTECCIÓN RADIOLOGICA

Tienen en cuenta el tipo y energía de la radiación incidente sobre el cuerpo humano y la radiosensibilidad de los diferentes órganos y tejidos.

Dosis Equivalente (  $H_T$  )

Lo que realmente interesa en Protección Radiológica es la dosis absorbida en todo el tejido u órgano ( y no en un punto determinado), ponderada con respecto a la calidad de la radiación. El factor de ponderación utilizado para este fin se conoce ahora como factor de ponderación de la radiación  $W_R$  y se selecciona en función del tipo y energía de la radiación incidente sobre el cuerpo, esta dosis absorbida ponderada se denomina dosis equivalente en un tejido u órgano ( T ) y viene dada por la siguiente expresión:

$$H_{T,R} = W_R D_{T,R} \quad \text{Unidad [J.Kg}^{-1}\text{]}; \text{ Sv}$$

Donde  $D_{T,R}$  es la dosis absorbida promediada sobre un tejido u órgano T debida a la radiación R.

Su unidad es el Sievert (Sv); la unidad anterior era el rem y su equivalencia con la actual ( Sistema Internacional) es:

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

Si el campo de radiación está compuesto de radiaciones de distintos tipos la dosis equivalente se define como:

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

### VALORES INDICADOS PARA $W_R$

Tipo e Intervalo de Energía de la Radiación	Factor de Ponderación de la Radiación $W_R$
Fotones de todas las energías	1
Electrones y muones de todas las energías	1
Neutrones con energía:	
< 10 KeV	5
10 KeV a 100 KeV	10
> 100 KeV a 2 MeV	20
> 2 Mev a 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protones de energía mayor a 2 MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión y núcleos pesados	20

Estos factores permiten tener en cuenta el riesgo relativo que suponen los diferentes tipos de radiación para la salud, entre mayor sea el factor mayor es el riesgo.

#### 3.3.1 Factores de Ponderación de los Tejidos ( $W_T$ )

La relación entre la probabilidad de aparición de los efectos estocásticos y la dosis equivalente también depende del órgano o tejido irradiado; por lo tanto resulta apropiado definir otra magnitud derivada de la dosis equivalente, para expresar la combinación de diferentes dosis equivalentes en diferentes órganos o tejidos de forma tal que se pueda correlacionar con el efecto estocástico total. El factor utilizado para ponderar la dosis equivalente en un tejido u órgano se llama factor de ponderación del tejido,  $W_T$  y representa la contribución relativa de ese órgano o tejido al detrimento total resultante de la irradiación uniforme en todo el cuerpo.

#### 3.3.2 Dosis Efectiva (E)

Se define como la suma de las dosis equivalentes en tejido, multiplicada cada una por el factor de ponderación para tejido correspondiente:

$$E = \sum W_T * H_T$$

Donde  $H_T$  es la dosis equivalente en el tejido T y  $W_T$  es el factor de ponderación para tejido correspondiente al tejido T.

Su unidad es de Sievert (Sv).

Factores de Ponderación de los tejidos

Tejido u órgano	Factor de Ponderación del Tejido $W_T$
Gónadas	0.2
Médula ósea (roja)	0.12
Colon	0.12
Pulmón	0.12
Estómago	0.12
Vejiga	0.05
Mama	0.05
Hígado	0.05
Esófago	0.05
Tiroides	0.05
Piel	0.01
Superficie ósea	0.01
Resto	0.05

#### 4. EJERCICIOS DE MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMETRICAS

Fis. Gerardo Torres, Fis José Esaú Garavito

1. Con un intensímetro se mide una tasa de dosis absorbida de 25 mrad/h de radiación gamma, ¿a cuánto equivale esta lectura en? :

- a) mSv/h
- b)  $\mu$ Sv/h

##### Solución

a) Lo primero que hacemos es convertir los 25 mrad/h a mGy/h, para ello hacemos una regla de tres simple

$$1 \text{ mGy/h} \rightarrow 100 \text{ mrad/h}$$

$$\dot{D} \rightarrow 25 \text{ mrad/h}$$

$$\dot{D} = \frac{25 \text{ mrad} / \text{h} \cdot 1 \text{ mGy} / \text{h}}{100 \text{ mrad} / \text{h}}$$

$$\dot{D} = 0.25 \text{ mGy/h}$$

b) como se trata de radiación gamma su factor de peso para la radiación  $W_R=1$ , entonces la tasa de dosis equivalente es igual a

$$\dot{H} = W_R \cdot \dot{D}$$

$$\dot{H} = 1 \cdot 0.25 \text{ mGy/h}$$

$$\dot{H} = 0.25 \text{ mSv/h}$$

1.b) Como  $1 \text{ mSv/h} = 10^3 \mu\text{Sv/h}$ , entonces:

$$\dot{H} = \frac{0.25 \text{ mSv/h} \times 10^3 \text{ } \mu\text{Sv/h}}{1 \text{ mSv/h}}$$

$$\dot{H} = 250 \text{ } \mu\text{Sv/h}$$

2. En una instalación se mide una tasa de exposición de 15 mR/h. ¿cuál es?:

- a) La tasa de dosis absorbida en aire (mrad/h).
- b) La tasa de dosis absorbida en aire ( $\mu$ Gy/h).

**Solución:**

Como

$$\dot{D}(\text{rad}/h) = 0,87 \dot{X}(r/h)$$

a) Entonces la tasa de dosis absorbida en aire es igual a:

$$\dot{D}(\text{mrad}/h) = 0,87 (15 \text{ mR}/h)$$

$$\dot{D}(\text{mrad}/h) = 13,05 (\text{mrad}/h)$$

b) Como 1 Gy/h es igual a 0.1 mrad/h, entonces:

$$\dot{D} = 130,5 \text{ mGy/h}$$

3. El oficial de protección radiológica de una instalación establece que el límite de dosis equivalente para irradiación uniforme en todo cuerpo en el personal ocupacionalmente expuesto es de 12 mSv/año. ¿cuál es?:

- a) El límite mensual (mSv)
- b) El límite semanal (mrem)
- c) El límite diario ( $\mu$ Sv)
- d) La tasa de dosis equivalente que debe existir en la instalación para no sobre pasar el límite de dosis equivalente establecido ( $\mu$ Sv/h)

**Solución:**

a) Como un año tiene 12 meses, entonces el límite de dosis mensual es:

$$\dot{H} = \frac{12 \text{ mSv/año} \times 1 \text{ año}}{12 \text{ mes}}$$

$$\dot{H} = 1 \text{ mSv/mes}$$

b) Como un año laboral tiene 50 semanas laborables, entonces el limite semanal es:

$$\dot{H} = \frac{12 \text{ mSv/año} \times 1 \text{ año}}{50 \text{ semana}}$$

$$\dot{H} = 0.24 \text{ mSv/semana} = 24 \text{ mrem/semana}$$

c) Como una semana laborable tiene 5 días, entonces el límite diario es:

$$\dot{H} = \frac{0.24 \text{ mSv/semana} \times 1 \text{ semana}}{5 \text{ día}}$$

$$\dot{H} = 0.048 \text{ mSv/día}$$

Como 1mSv es igual a 1000  $\mu$ Sv, entonces:

$$\dot{H} = \frac{0.048 \text{ mSv/día} \times 1000 \text{ } \mu\text{Sv}}{1 \text{ mSv}}$$

$$\dot{H} = 48 \text{ } \mu\text{Sv/día}$$

d) Como un día laborable consta de 8h, entonces el nivel de tasa de dosis que debe existir en esta instalación es:

$$\dot{H} = \frac{48 \text{ } \mu\text{Sv/día} \times 1 \text{ día}}{8 \text{ h}}$$

$$\dot{H} = 6 \text{ } \mu\text{Sv/h}$$

## 5. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LA RADIACION

PhD, María Esperanza Castellanos

### INTRODUCCIÓN

El comienzo de la década del 50 se vio ampliamente implicada a nivel mundial en desarrollos científicos en el tema de los efectos de la radiación ionizante sobre el hombre. Esto se debió no solamente a que el horror de los bombardeos de Hiroshima y Nagasaki estaban frescos en la memoria de cada uno, sino a que tres países que estaban ensayando nuevos dispositivos nucleares en la atmósfera, habían comenzado a dispersar material radiactivo por todo el mundo. Los efectos de tales dispersiones radiactivas eran ampliamente desconocidos y la especulación abundaba sobre las consecuencias en la salud de exposiciones a la radiación tan difundidas.

Para resolver tal preocupación, en diciembre de 1955, la Asamblea General de las Naciones Unidas estableció como uno de sus cuerpos subsidiarios el Comité Científico para los Efectos de la Radiación Atómica (The United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation –UNSCEAR). El objetivo de ese comité fue el de revisar los niveles, efectos y riesgos de todas las fuentes de radiación, tanto naturales como artificiales incluyendo las explosiones radiactivas. El Comité ha producido como resultado de su trabajo de casi cincuenta años, más de diez informes, los cuales son considerados por la comunidad internacional como la fuente de más autoridad en datos sobre radiación y una base precisa y sólida del conocimiento en la materia.

Los informes de la UNSCEAR acumulan evidencias sobre las fuentes y efectos de la radiación, y los evalúa. El considera un amplio rango de fuentes naturales y artificiales, y sus conclusiones son a menudo sorprendentes. Algunas de ellas:

- ↗ La radiación causa daños severos al tejido humano sometido a altas dosis
- ↗ A bajos niveles de dosis la radiación puede causar cánceres e inducir efectos genéticos que pueden afectar a los hijos, nietos y otros descendientes de los individuos irradiados
- ↗ Sin embargo, es importante entender que las fuente más relevantes de radiación al público en general no son aquellas que más atraen la atención de la comunidad internacional, sino que las fuentes naturales contribuyen de forma importante a la exposición del ser humano.
- ↗ La energía nuclear contribuye solamente en una pequeña proporción a la radiación emitida por las actividades humanas; actividades mucho menos controvertidas como el uso de los rayos-x en medicina causa dosis mucho más grandes.
- ↗ Actividades de rutina como la quema del carbón, viajes aéreos y – particularmente- la vivienda en casas con buen aislamiento puede incrementar sustancialmente la exposición a la radiación natural.

Tanto la radiactividad, como la radiación que ella produce existió en la tierra mucho antes de que la vida apareciera. Efectivamente, ellas estuvieron presentes en el espacio antes de que la tierra misma apareciera. La radiación tomó parte en la gran explosión (big-bang) la cual, de acuerdo con nuestro conocimiento dio nacimiento al universo cerca de 20 billones de años atrás. Desde entonces ella se ha extendido por el cosmos. Los materiales radiactivos formaron parte de la tierra en su formación. Inclusive el hombre mismo es un poco radiactivo, todo el tejido viviente contiene trazas de sustancias radiactivas. Pero hace solamente un siglo que la humanidad descubrió este fenómeno elemental y universal:

- ↪ 1895 Wilhelm Roentgen, físico alemán → descubrió los rayos X
- ↪ 1896 Henri Becquerel, científico francés → radiactividad natural
- ↪ Marie Curie, química polaca → acuñó el término “radiactividad”
- ↪ 1898 Pierre y Marie Curie → descubrieron el “radium”

No pasó mucho tiempo antes de que Becquerel experimentara los efectos nocivos de la radiación en el tejido viviente; él puso un frasco con radium en su bolsillo, el cual dañó su piel y Marie Curie murió de una enfermedad maligna en la sangre, probablemente debido a la exposición a la radiación. Por lo menos 336 de los primeros trabajadores con radiación murieron debido a las dosis que ellos recibieron.

## 5.1 RADIACIÓN Y DOSIS

El origen de todos los efectos de la radiación producida por materiales radiactivos está en el átomo y su estructura. El proceso completo de transformación se llama “radiactividad” y los núclidos inestables se llama “radionúclidos”. El número de transformaciones que tiene lugar cada segundo en una cantidad de material radiactivo, se llama su actividad. Las diferentes formas de radiación son emitidas con diferentes energías y poderes de penetración y entonces tienen diferentes efectos en los objetos vivientes. La radiación alfa es detenida, por ejemplo, por una hoja de papel, y puede escasamente penetrar las capas externas muertas de la piel; por tanto, no son peligrosas a menos que las sustancias que las emiten ingresen al cuerpo a través de una herida abierta o sean consumidas o respiradas, caso en el cual ellas son especialmente dañinas. La radiación beta es más penetrante, ella pueda atravesar 1 cm o 2 de tejido vivo. La radiación gamma que viaja a la velocidad de la luz, es extremadamente penetrante y puede atravesar espesores de plomo y de concreto.

Es la energía de la radiación la que produce el daño, y la cantidad de energía depositada en el tejido viviente se llama “**dosis**”. La dosis puede provenir de cualquier radionúclido o grupo de radionúclidos, tanto si ellos están por fuera del cuerpo o desde dentro después de que hayan sido inhalados o ingeridos con comida o agua. La **dosis** se expresa de diferente forma dependiendo de la cantidad y partes del cuerpo irradiadas cuando el individuo es expuesto y el período durante el cual la exposición tuvo lugar.

La cantidad de la energía de la radiación que es absorbida por gramo de tejido es llamada “**dosis absorbida**” y se mide en Grays (Gy). Pero ella no representa la historia completa porque una dosis de radiación alpha produce más daño que la misma dosis de radiación

beta o gamma. Por tanto la dosis necesita ser ponderada de acuerdo con su potencial para producir daño, dándole un peso de 20 con respecto a las otras. Esta dosis ponderada es conocida como la “**dosis equivalente**” y se mide en Sieverts (Sv). Por otra parte unas partes del cuerpo son más vulnerables que otras y una dosis equivalente dada de radiación es más propensa a causar un cáncer fatal en el pulmón que en la tiroides, por ejemplo- y los órganos reproductores son particularmente considerados debido al riesgo de daño genético; a las diferentes partes del cuerpo se les asigna también pesos. Una vez ella ha sido ponderada apropiadamente, la dosis equivalente se vuelve “**dosis equivalente efectiva**”, y es también expresada en Sieverts (Sv).

Esto, sin embargo, describe solamente dosis individuales, pero si se adicionan todas las dosis equivalentes efectivas recibidas por un grupo de individuos, el resultado es llamado “**dosis equivalente efectiva colectiva**” y es expresado en sieverts-hombre (Sv-hombre). Se introduce, además una definición adicional porque muchos radionúclidos decaen tan lentamente que ellos son radiactivos por mucho tiempo y por tanto, la dosis efectiva colectiva equivalente será entregada a las generaciones de individuos sobre el tiempo, se habla entonces de “**dosis efectiva colectiva equivalente comprometida**”.

Esta jerarquía de conceptos puede parecer complicada, pero ella los introduce en una estructura coherente, y permite registrar las dosis consistente y comparativamente.

## 5.2 FUENTES NATURALES DE RADIACIÓN

La mayor parte de la radiación recibida por la población del mundo proviene de las fuentes naturales. La exposición a la mayoría de ellas es ineludible. En toda la historia de la tierra la radiación ha caído sobre su superficie desde el espacio exterior y surge de los materiales radiactivos en su corteza. El hombre es irradiado de dos maneras. Las sustancias radiactivas pueden permanecer fuera del cuerpo e irradiarlo desde el exterior o “externamente”. O ellos pueden ser inhalados con el aire o ingerido con los alimentos o el agua y así irradiar el individuo desde adentro o “internamente”.

Pero, aunque todos en el planeta recibimos radiación natural, algunas personas reciben más que otras. Esto puede depender de donde ellos viven, por ejemplo las dosis en algunos lugares con rocas particularmente radiactivas son más altas que el promedio. Algunas dosis pueden ser consecuencia del estilo de vida de los individuos: el uso de materiales de construcción especiales para las casas, cocinas a gas, aislamiento para las casas e inclusive viajes aéreos pueden incrementar la exposición a la radiación natural.

Globalmente, las fuentes terrestres son responsables de la mayor parte de la exposición del hombre a la radiación natural. En circunstancias normales, ellas proveen más de 5/6 de la dosis equivalente efectiva anual recibida por un individuo – la mayoría por irradiación interna. Los rayos cósmicos contribuyen con el resto principalmente por irradiación externa

Exactamente la mitad de la exposición del hombre a la radiación natural externa proviene de los rayos cósmicos. La mayoría de ellos se originan en la profundidad del espacio interestelar; algunos se originan en el sol durante los destellos solares. Ellos irradian la

tierra directamente e interactúan con la atmósfera para producir posteriormente otros tipos de radiación y diferentes materiales radiactivos. Nadie se escapa a esta lluvia universal e invisible, pero ella afecta algunas partes del globo más que otras: los polos reciben más que la región ecuatorial, porque el campo magnético de la tierra desvía la radiación.

El nivel de dosis recibida por los individuos se incrementa con la altitud puesto que el espesor de aires, el cual actúa como blindaje, es inferior. De acuerdo con datos publicados a comienzos de los años 80, una persona que vive cerca al mar recibe en promedio una dosis equivalente efectiva de cerca de 300  $\mu\text{Sv}$  de radiación cósmica cada año, mientras que alguien que vive a 2000 m recibirá varias veces más. Los viajes aéreos exponen los pasajeros y la tripulación a tasas de dosis más altas, a pesar de los cortos períodos de tiempo. Entre 4000 y 12000 m, el nivel del vuelo intercontinental más alto, la exposición a la radiación cósmica se incrementa cerca de 25 veces.

La radiación terrestre proviene principalmente de los materiales que conforman la corteza. Los principales materiales radiactivos en las rocas son potasio-40, rubidio-87, y dos series de elementos radiactivos que se originan en el decaimiento del uranio-238 y el torio-232, radionúclidos de larga vida que existen en la tierra desde su origen. Naturalmente los niveles de radiación terrestre difieren de lugar a lugar en el mundo, puesto que las concentraciones de estos materiales en la corteza terrestre varían.

### **5.3 EFECTOS DE LA RADIACIÓN EN EL HOMBRE**

La radiación por su naturaleza misma es nociva para la vida. A bajas dosis ella puede dar comienzo a una cadena de eventos parcialmente conocidos que llevan a un cáncer o daño genético. A altas dosis, ella puede matar las células, dañar los órganos, y causar muerte rápida.

El daño causado por dosis altas, generalmente se hace evidente en unas horas o días. Los cánceres, sin embargo, toman muchos años – usualmente décadas – para aparecer. Y, por definición las malformaciones hereditarias y los daños causados por daño genético toman generaciones para manifestarse; serán los hijos, los nietos o los descendientes más remotos de las personas originalmente irradiada quienes serán afectados.

Mientras que usualmente es muy fácil identificar los primeros (efectos agudos de las dosis altas), es casi siempre extremadamente difícil neutralizar los efectos “tardíos” debidos a dosis bajas, lo cual se debe en parte a que ellos se manifiestan mucho tiempo después de la exposición e inclusive entonces es muy difícil asociarlos con certeza a la radiación puesto que tanto el cáncer como el daño genético pueden tener otras causas.

Las dosis de radiación deben alcanzar un cierto nivel para producir daño agudo, pero no para causar cáncer o daño genético. Por tanto ningún nivel de exposición a la radiación puede considerarse seguro. Al mismo tiempo, ningún nivel de dosis es “uniformemente” peligroso: inclusive a dosis relativamente altas, podría suceder que nadie se vea afectado porque los mecanismos de reparación del cuerpo usualmente contrarrestan el daño sufrido. Similarmente, alguien expuesto a una dosis de radiación no está en modo alguno

predestinado a desarrollar cáncer o sufrir daño genético, pero se encuentra en mucho mayor riesgo que si el no hubiera sido irradiado. Y el tamaño del riesgo se incrementara con la dosis.

### 5.3.1 Clasificación global de los efectos de la radiación sobre el ser humano

Los efectos de la radiación sobre el ser humano se clasifican en:

- ↪ **Somáticos:** pueden aparecer en la misma persona irradiada. Dependen de: el tiempo de aparición de los síntomas después de la exposición (tempranos si los síntomas aparecen una hora o unos días después y tardíos si ello ocurre meses o años después) y de la distribución de la dosis en el órgano comprometido.
- ↪ **Genéticos:** se manifiestan solamente en la progenie del individuo irradiado, por compromiso de las células germinales. Se estima que del 1 al 6% de todas las alteraciones genéticas pueden deberse a la radiación.

Los efectos somáticos se pueden clasificar en:

#### ↪ **Determinísticos**

- ↪ Pérdida de la función de un órgano o tejido debida a que un número suficiente de células son eliminadas o resultan incapaces de reproducirse
- ↪ Se manifiestan cuando las dosis recibidas sobrepasan un cierto umbral y es improbable que aparezcan por debajo de esos valores
- ↪ Para dosis superiores al umbral, la gravedad del daño guarda relación con la dosis

#### ↪ **Estocásticos**

- ↪ Efectos que se producen cuando a pesar de la lesión debida a la radiación, la célula puede conservar su capacidad reproductiva y genera un clon de células modificadas que pueden conducir a un cáncer, o ser transmitidas genéticamente (en el caso de las células germinales de las gónadas) a los descendientes
- ↪ No tienen umbral
- ↪ El riesgo de su producción se incrementa con la dosis
- ↪ La severidad del daño es independiente de la dosis

### 5.3.2 Efectos agudos

Se producen solamente después de una **dosis mínima o umbral**. Diferentes partes del cuerpo presentan reacciones muy diferentes y la dosis necesaria para causar daño depende de si ella es suministrada en un sólo momento o de manera fraccionada. Muchos órganos pueden reparar de alguna manera el daño producido por la radiación y entonces pueden tolerar una serie de pequeñas dosis mejor que la misma dosis total dada en una exposición única. Por supuesto, si la dosis alcanza cierto valor, la persona irradiada puede morir.

**Dosis muy altas**, del orden de 100 Gy, **dañan el sistema nervioso central** de tal manera que la muerte puede ocurrir en algunas horas o días. A **dosis de 10 a 50 Gy** en el **cuerpo**

**entero**, la victima puede morir de **daño gastrointestinal** entre una y dos semanas más tarde. **Dosis más bajas** todavía pueden evitar el daño gastrointestinal –o permitir recuperarse de él- pero puede causar la muerte después de uno o seis meses, principalmente por **daño en la médula roja en los huesos** –el tejido en la cual se forma la sangre; **una dosis de cuerpo entero de cerca de 3 a 5 Gy puede matar a la mitad de las personas que la reciben**. Por supuesto, es generalmente la combinación de esos tres síndromes lo que es fatal.

La médula roja de los huesos y el resto del sistema sanguíneo son las partes más sensibles del cuerpo a la radiación, y son afectadas por dosis pequeñas de 0.5 a 1 Gy. Afortunadamente ellos tienen una gran capacidad de regeneración y, si la dosis no es tan grande como para doblarlas, se pueden recuperar completamente. Si solamente se irradia una parte del cuerpo, puede ocurrir que suficiente médula ósea sobreviva para reemplazar la que se ha dañado.

Los órganos reproductores y los ojos son particularmente sensibles. Dosis únicas de sólo 0.1 Gy en los testículos puede producir la esterilidad temporal del hombre, y dosis de cerca de 2 Gy pueden causar la esterilidad permanente. El ovario es menos sensible, pero dosis únicas por encima de 3 Gy pueden causar esterilidad, mientras que dosis más altas pueden ser administradas de forma fraccionada sin afectar la fertilidad.

El cristalino es la parte del ojo más vulnerable a la radiación: debido a la muerte de sus células él se vuelve opaco, lo cual puede originar cataratas o ceguera total. Entre más alta sea la dosis más alta será la pérdida de la visión. Dosis únicas de 2 Gy o menos pueden crear opacidades y cataratas de progresión más seria ocurren con dosis de 5 Gy. Inclusive la exposición ocupacional ha mostrado afectar el ojo: dosis de 0,5 a 2 Gy durante diez a veinte años incrementan la densidad y opacidad del cristalino.

### **5.3.3 Aceptabilidad de los riesgos**

En el caso de las actividades laborales con radiación ionizante, los individuos trabajan siguiendo principios de protección radiológica, los cuales garantizan que las dosis recibidas no sobrepasen ciertos límites de dosis, establecidos para evitar la ocurrencia de efectos estocásticos y disminuir la probabilidad de efectos determinísticos. Por tanto, es claro que en condiciones normales de trabajo no se presentan efectos agudos y que ellos solamente podrían ocurrir en situaciones de accidentes graves.

Por tanto, en el caso de la actividad normal, solamente hay riesgo de efectos determinísticos, los cuales se pueden presentar también en personas ajenas, laboralmente hablando, a la radiación ionizante. En efecto, todo ser humano está expuesto a la radiación natural.

En consecuencia, el riesgo asociado a la actividad laboral con radiación ionizante debe valorarse en comparación con otros muchos riesgos a los cuales el ser humano en su vida diaria está sometido.

## **6. FUNDAMENTOS Y OBJETIVOS DE LA PROTECCION RADIOLOGICA**

Ing. Esp. Rubén Quintero

### **INTRODUCCION**

La Comisión Internacional de Protección Radiológica, ICRP, ha aprobado sus nuevas Recomendaciones (1) quien justifica sus recomendaciones considerando los informes exhaustivos que publican periódicamente el "Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas" (UNSCEAR) y organizaciones nacionales como el "Comité sobre los Efectos Biológicos de las Radiaciones Ionizantes" (BEIR) de la Academia Nacional de Ciencias (NAS) de USA, así como también numerosos trabajos de los investigadores más reconocidos internacionalmente.

Las nuevas Recomendaciones son el resultado de un proceso de evolución realizado a partir de las recomendaciones publicadas en 1977 (2). En efecto, desde entonces nuevos datos e interpretaciones de la información existente indicaban, con razonable grado de certeza, que los riesgos por unidad de dosis asociados con la radiación ionizante son mayores que lo que se había estimado una década atrás.

Al igual que las anteriores, las nuevas Recomendaciones están referidas a la protección del hombre frente a las radiaciones ionizantes, teniendo en cuenta que ellas son sólo uno de los muchos peligros que se enfrenta en la vida. Enfatizan el concepto de que las radiaciones deben ser tratadas con cuidado más que con miedo, y que para realizar evaluaciones y para la toma de decisiones, sus riesgos deben ser analizados en perspectiva teniendo en cuenta los riesgos asociados con otras actividades humanas.

El propósito principal de las Recomendaciones es proveer un adecuado nivel de protección para el hombre compatible con el uso de las radiaciones en aquellas prácticas en las que su empleo sea beneficioso. Las Recomendaciones se ocupan solamente de la protección del hombre, entendiéndose que el grado de control ambiental necesario para proteger al hombre como individuo en el nivel actual de ambición asegurará que no se pone en riesgo a otras especies, al menos como poblaciones o especies. Por esta razón, el ambiente es considerado solamente en relación a las distintas vías mediante las cuales los radionucleídos pueden afectar al hombre.

La protección radiológica tiene como objetivo la protección del hombre contra los efectos nocivos de la radiación, permitiendo no obstante importantes prácticas que podrían resultar en exposición a radiación.

El propósito principal de las recomendaciones publicadas periódicamente por el ICRP es proveer un adecuado nivel de protección para el hombre compatible con el uso de las radiaciones en aquellas prácticas en las que su empleo sea beneficioso. Otros aspectos de la

protección del ambiente no son tratados específicamente, ya que los requerimientos para la protección del hombre son tales que si el hombre está protegido, es de esperar que otras especies vivientes estarán también suficientemente protegidas.

## **6.1 ACTIVIDADES HUMANAS Y EXPOSICION A LA RADIACION.**

Algunas actividades humanas planificadas incrementan la exposición total a la radiación, sea por la introducción de nuevas fuentes de exposición, por incrementar el número de individuos expuestos o por ambas causas, se denominan "prácticas". Otras actividades humanas están destinadas a reducir el nivel existente de exposición a la radiación, o la probabilidad existente de sufrir una exposición que no sea parte de una práctica controlada, se denominan "intervenciones".

### **6.1.1 Tipos de exposicion a la radiacion.**

La realización de las prácticas tendrá por resultado ciertas exposiciones a la radiación cuya magnitud se podrá predecir, aunque con cierto grado de incertidumbre: estas exposiciones previstas se denominan **exposiciones normales**.

También pueden contemplarse escenarios en que haya posibilidades de exposición, pero ninguna certidumbre de que tal exposición tendrá lugar efectivamente: estas exposiciones que no son de esperar pero sí posibles, se denominan **potenciales**.

Las exposiciones a la radiación (normal y potencial) de los trabajadores en el ejercicio de sus ocupaciones se denominan "**exposiciones ocupacionales**"; la de los pacientes en las actividades de diagnóstico o de tratamiento "**exposiciones médicas**" y la de los miembros del público que pueden ser afectados por una práctica o una intervención "**exposiciones del público**".

## **6.2 OBJETIVOS DE LA PROTECCION RADIOLOGICA**

Los objetivos de la protección radiológica son los de evitar los efectos determinísticos y reducir la probabilidad de los efectos estocásticos. Para alcanzar dichos objetivos se recomienda el uso de un sistema de limitación de dosis compuesto por los siguientes requerimientos:

### **6.2.1 Justificación de la práctica**

Ninguna práctica que origine exposición humana a la radiación debería ser autorizada, salvo que su introducción produzca un beneficio neto positivo, aún tomando en cuenta el detrimento por radiación resultante.

### **6.2.2 Optimizacion de la proteccion**

Toda exposición implica un riesgo, entonces conviene reducir todas las exposiciones al valor más bajo razonablemente alcanzable.

Para determinar lo que es razonablemente alcanzable, se deben considerar los beneficios resultantes de la reducción de dosis por debajo de los límites recomendados contra el aumento de los costos que origine esta reducción. De esta manera es posible optimizar el costo de la protección radiológica.

Como consecuencia de la optimización se establecen los niveles de referencia y los límites autorizados.

### **6.2.3 Límites de dosis individuales**

Las dosis equivalentes individuales, originadas por todas las prácticas (excepto aquellas específicamente excluidas) deben ser menores que los límites de dosis correspondientes.

Los límites de dosis establecidos no son límites de diseño, son el valor de una magnitud que no debe ser superada. Estos límites primarios se aplican a cada individuo o en exposición al público y no se aplican a exposiciones de fuentes naturales no modificadas, ni por prácticas médicas. Respecto a este último el ICRP hace la siguiente restricción: la exposición médica intenta proporcionar un beneficio directo al individuo expuesto. Si la práctica es justificada y la protección optimizada, la dosis en el paciente será tan baja que sea compatible con el propósito médico. Por tanto no se establecen límites.

## **6.3 LÍMITES**

El modo de acotar y controlar los riesgos derivados de la exposición a radiaciones consiste en establecer límites de dosis equivalentes, límites secundarios, límites derivados, límites autorizados y niveles de referencia.

### **6.3.1 límites básicos o primarios**

Se aplican a la dosis equivalente y efectiva, se establecen de modo que el grado de riesgo sea el mismo ya se trate de irradiación uniforme de todo el organismo o de exposición diferenciada para cada órgano. Tabla-1

### **6.3.2 Límites secundarios**

Se aplican para irradiación externa e irradiación interna. En el caso de la irradiación externa, cuando se carece de información sobre la distribución de dosis en el organismo el límite secundario se aplica al valor máximo de la dosis equivalente en el cuerpo a profundidades mayores que 1 cm.

En el caso de exposición interna, los límites secundarios son los límites de incorporación por ingestión o inhalación. Cuando el análisis de efectúa sobre un grupo cuyas características difieren substancialmente de las que corresponden al hombre de referencia debe tomarse en cuenta tales diferencias para el establecimiento de los límites secundarios.

Los límites secundarios son utilizados cuando no es posible aplicar directamente los límites básicos. Un ejemplo corresponde a la incorporación de radionúclidos al organismo, para ser consistentes con el límite básico en este caso se establece el límite de incorporación anual (LIA), el cual consiste en el valor de la incorporación anual de un radionúclido que produciría la dosis efectiva de 20 mSv.

### 6.3.3 Límites derivados

El control de las situaciones de irradiación se ve facilitado mediante el establecimiento de límites referidos a condiciones ambientales; los mismos responden a modelos de situaciones que permiten determinar la correlación con los límites básicos. Así por ejemplo pueden establecerse límites de tasa de dosis equivalente en un lugar de trabajo; límites de contaminación en aire, contaminación de superficies y de material de trabajo. El límite de contaminación de aire se encuentra establecido con la concentración derivada en aire (CDA), que corresponde a la concentración de un radionúclido que de ser respirado durante un año laboral de 2000 horas a  $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ , se traduciría en el LIA por incorporación.

### 6.3.4 Límites autorizados

Son límites autorizados por la autoridad competente o, por la dirección de una institución. Se establecen en general y como resultado de los procesos de optimización, por debajo de los límites derivados.

**Tabla-I LIMITES RECOMENDADOS POR LA ICRP 60**

Aplicación	Ocupacional	Público
Dosis Efectiva	20 mSv por año Promediado sobre un período de 5 años. (*)	1 mSv por año (**)
Dosis equivalente anual		
Cristalino del ojo	150 mSv/a	15 mSv/a
Piel	500 mSv/a	50 mSv/a
Extremidades	500 mSv/a	50 mSv/a

(\*) Con la condición adicional de no sobrepasar 50 mSv en un solo año

(\*\*) En circunstancias especiales una dosis efectiva de 5mSv en un solo año, siempre que la dosis media en 5 años consecutivos no sea superior a 1 mSv por año.

Para exposiciones ocupacionales externas e internas, la ICRP establece que los límites de dosis individuales no excederán si cumplen la siguiente relación:

$$\frac{H_{Id}}{20 \text{ mSv}} + \sum_j \frac{I_j}{LIA_j} \leq 1$$

$$\frac{H_{IS}}{500 \text{ mSv}} \leq 1$$

Donde  $H_{IS}$  es el índice de Dosis Equivalente,  $H_{Id}$  es el índice de Dosis Equivalente,  $I_j$  es la incorporación anual del radionúclido  $j$ , y el  $ALI_j$  es el límite anual de incorporación para el radionúclido  $j$ . Estos LIA se encuentran reportados en la publicación 61 de la ICRP.

## 6.4 NIVELES DE REFERENCIA

Pueden ser establecidos para cualquiera de las variables determinadas en la implementación de un programa de protección radiológica. Un nivel de referencia no es un límite y es usado para determinar un curso de acción cuando la variable excede, o puede predecirse que excederá, el nivel de referencia.

### 6.4.1 Nivel de registro

A efectos de simplificar el sistema de archivo de información sobre las dosis equivalentes correspondientes al personal conviene establecer un nivel de referencia de modo que aquellos valores que se encuentren por debajo del mismo no sean registrados en razón de su escasa significación.

### 6.4.2 Nivel de investigación

Cuando las dosis equivalentes recibidas por las personas ocupacionalmente expuestas superan un cierto valor que pueden considerarse justificado y característico del tipo de operación, la autoridad debe investigar las posibles causas con el propósito de evitar que se excedan los límites autorizados.

### 6.4.3 Nivel de intervención

Debe fijarse cual es el nivel de dosis equivalente que justifica la intervención de la autoridad no solo para fines de investigación sino para lograr la corrección de aquellas circunstancias que hacen posible esos niveles de dosis pudiendo a tal efecto suspender el funcionamiento de la instalación.

## **6.5 CONDICIONES DE SERVICIO**

### **6.5.1 Mujeres embarazadas**

Una trabajadora que se dé cuenta de que está embarazada debe notificarlo para que se modifiquen sus condiciones de trabajo si es necesario.

### **6.5.2 Jóvenes**

Ninguna persona menor de 16 años deberá estar sometida a exposición ocupacional. Ninguna persona menor de 18 años se le deberá permitir trabajar en una zona controlada a no ser que lo haga bajo supervisión y exclusivamente con fines de capacitación.

## **6.6 CLASIFICACION DE ZONAS**

Según los riesgos inherentes y el potencial de exposición, las zonas de trabajo se clasifican en Controladas y Supervisadas.

### **6.6.1 Zona controlada**

Es aquella en la que en las condiciones normales de trabajo, incluyendo incidentes menores, requieren que el trabajador cumpla procedimientos y prácticas bien establecidas, dirigidas específicamente a controlar la exposición a la radiación.

### **6.6.2 Zona supervisada**

Es aquella en la cual se siguen ciertas condiciones de trabajo, pero normalmente no son necesarios procedimientos especiales.

Estas definiciones están mejor asentadas en la experiencia operacional. La ICRP considera actualmente que la separación de los 3/10 del límite de dosis que se realizaba anteriormente es un poco arbitraria, y recomienda que la designación de área controlada y área supervisada se realice en la etapa de diseño o directamente sobre la base de la experiencia operacional.

## **7. EVALUACION DE RIESGOS EN EL MANEJO DE FUENTES RADIATIVAS**

Fís. Esp. Uriel Chica

### **7.1 EVALUACION DE RIESGOS EN EL MANEJO DE FUENTES RADIATIVAS**

Las distintas aplicaciones de las fuentes radiactivas, involucran riesgos en mayor o menor grado, dependiendo de los parámetros que las caracterizan y de su presentación, la cual puede ser abierta o sellada.

Una fuente radiactiva abierta es aquella en la que el material radiactivo puede salir del recipiente y entrar en contacto con la persona, en este caso, el individuo está expuesto a la radiación que emite la fuente y además a una contaminación tanto externa, como interna. La contaminación externa se presenta cuando el material radiactivo se deposita en la piel de la persona, y la contaminación interna ocurre cuando el material radiactivo ingresa al organismo por ingestión, inhalación por absorción a través de la piel o a través de algún corte o herida

Una fuente sellada es aquella que está contenida en un recipiente hermético con suficiente resistencia mecánica para impedir que el material radiactivo escape, en las condiciones normales de uso. La fuente sellada mientras conserve su hermeticidad, no presentará riesgo de contaminación, solamente se observará emisión de radiación, existiendo únicamente el riesgo de irradiación externa debido al campo de radiación generado sin posibilidad de contaminación del medio ambiente.

Las fuentes abiertas provocan ambos riesgos: contaminación e irradiación externa, mientras que las fuentes selladas solo producirán el riesgo de irradiación externa.

### **7.2 RIESGOS DE IRRADIACIÓN EXTERNA.**

El riesgo de irradiación externa se debe a la existencia de campos de radiación en el área de trabajo cuyo efecto sobre el personal ocupacionalmente expuesto depende de la dosis equivalente que haya recibido. Además de los factores intrínsecos del diseño de la instalación, para el caso de instalaciones permanentes, y los debidos a procesos incorrectos en la operación de las fuentes radiactivas, el efecto posible o dado sobre el personal ocupacionalmente expuesto depende de la actividad de la fuente, el tipo de isótopo y la energía de las partículas y fotones emitidos.

La dosis recibida depende directamente del tipo de radiación emitida y de su energía, esta última relacionada con el poder de penetración. Por esta razón la radiación X y gamma y

los neutrones son los que presentan mayor riesgo en la irradiación externa. Las partículas alfa no constituyen riesgo porque son absorbidas por algunos centímetros de aire interpuestos entre la fuente y el operador o son absorbidas por la capa muerta de la piel. Las partículas beta pueden constituir o no riesgo, dependiendo de la energía.

### 7.3 MEDIDAS DE PROTECCION PARA LA IRRADIACION EXTERNA

Las medidas de protección contra la irradiación externa se inician desde la planeación del trabajo a realizar

- ↪ El diseño adecuado de las Instalaciones de acuerdo aplicación proyectada, esto en instalaciones permanentes.
- ↪ La seguridad que presente el recipiente de contención de la fuente. Esta relacionado con el diseño, construcción y pruebas al producto por el fabricante, que garanticen la hermeticidad de la fuente.
- ↪ En la manipulación de la fuente, deben establecerse los procedimientos, de tal forma que la dosis recibida sea la mínima posible, utilizando para ello razonablemente los parámetros distancia, tiempo y blindaje. Y adicionalmente realizando los monitoreos correspondientes.

Con el fin de disminuir el riesgo a sobre-exposiciones, en la realización de los procedimientos, se deben tener en cuenta los siguientes aspectos:

- ↪ Las fuentes solo deben ser operadas por personal capacitado. Un adecuado entrenamiento de los operadores y la formación continuada, actualización de conocimientos y estudio de experiencias y accidentes en otras instalaciones, disminuye la ocurrencia de situaciones de anormalidad.
- ↪ Poseer instrumentos de medida y elementos de seguridad necesarios. Se debe ejercer un adecuado control de los niveles de radiación, estableciendo procedimientos de monitoreo, sin omitir o hacer comprobaciones incompletas.
- ↪ Mantener el equipo en condiciones adecuadas. Establecer procedimientos para realizar las y pruebas de mantenimiento de los equipos. Para las fuentes selladas hacer las pruebas de fuga con la frecuencia requerida.
- ↪ Clasificar, demarcar y señalar las fuentes radiactivas y las áreas de trabajo, estableciendo los procedimientos para el ingreso y/o visitas a la instalación. En el caso de movimiento de fuentes se debe mantener un registro de las mismas.
- ↪ -En la elaboración del manual de seguridad, se debe considerar el planeamiento y reparación para emergencias, el cual debe ser consecuente con los riesgos potenciales existentes en la instalación

## 7.4 RIESGOS DE CONTAMINACIÓN EXTERNA E INTERNA

Cuando se utilizan fuentes abiertas, adicionalmente a la irradiación externa, el principal riesgo se debe a la contaminación externa e interna. La dosis generada por estas contaminaciones dependen del grado de radiotoxicidad y la actividad del radionúclido contaminante, del tipo de radiación emitida, su energía, la vida media del radionúclido, su permanencia en el organismo y el órgano en que se localice. En este caso, los radionúclidos emisores alfa y beta son los más peligrosos, debido a su ionización específica en volúmenes reducidos de tejido, produciendo un daño más severo que el ocasionado por los radionúclidos emisores gamma y de neutrones debido a que estas radiaciones son más penetrantes y una porción importante de la energía puede salir del órgano o del cuerpo.

## 7.5 MEDIDAS DE PROTECCION CONTRA LA CONTAMINACION

El riesgo de contaminación se presenta cuando se manejan fuentes abiertas, por lo tanto todo recipiente que las contenga debe estar debidamente demarcado y señalizado, donde se especifique el contenido, su forma física y química, su actividad o concentración y la fecha en que es válida.

Toda operación con este tipo de fuentes debe planearse y organizarse de manera que se evite la dispersión del material radiactivo, por lo tanto dependiendo del radionúclido que se maneje, de su radiotoxicidad, la cantidad empleada y de su forma química y física, se debe tener en cuenta:

- ↪ El diseño adecuado de las instalaciones de acuerdo aplicación proyectada la manipulación de polvos requieren de precauciones especiales y más rigurosas que las de líquidos o sólidos no pulverizados.
- ↪ La seguridad de cada zona de la instalación, zona activa o caliente, deberá estar debidamente señalizada para advertir la presencia del material. Se debe mantener un registro de las fuentes existentes y su movimiento.
- ↪ En la manipulación del material radiactivo, deben establecerse los procedimientos, aprobados por el responsable de protección radiológica antes de su ejecución de tal forma que la dosis recibida sea la mínima posible, disponiendo de todo lo necesario para minimizar los riesgos de contaminación y proveer de las medidas correctivas pertinentes en caso de accidente.
- ↪ En el área de trabajo con este tipo de fuentes, conviene evitar todo desplazamiento de personas y materiales que no sean necesarios. Todo material de vidrio, equipo o instrumentos que se utilicen con el material radiactivo, deberá marcarse para reconocerlo y tomar las precauciones pertinentes para su manejo y eliminación en caso necesario.

- ↳ Antes de abandonar el área de trabajo, se debe realizar una inspección para verificar la no existencia de contaminación de manos, zapatos y ropa de calle, si ésta se llevaba durante el trabajo. Este monitoreo debe realizarse con la instrumentación correspondiente que permita detectar la más mínima contaminación.

## **7.6 CONTAMINACION**

La contaminación se presenta por descuidos en el manejo de las fuentes abiertas. Los métodos y procedimientos para evaluar las dosis debidas a contaminaciones externas e internas son bastantes complejos, y se requiere de la participación de personal y equipos especializados. Los procedimientos y frecuencias de estas evaluaciones se establecerán en cada instalación de acuerdo a los riesgos de contaminación existentes en cada una de ellas.

Con el fin de establecer los límites anuales de incorporación de materiales radiactivos, congruentes con los límites primarios, la Comisión Internacional de Protección Radiológica estableció los Límites de Incorporación de Radionúclidos, en la Publicación 30 (ICRP,1979). Estos límites se han venido revisando y el ICRP en su Publicación 61 de 1991, establece los nuevos Límites Anuales de Incorporación de Radionúclidos para trabajadores, basados en las recomendaciones de 1990.

## **8. PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES DE PROTECCION RADIOLOGICA PARA LA IRRADIACION EXTERNA**

Fís. Esp. Uriel Chica

### **INTRODUCCION**

La acción lesiva de las radiaciones ionizantes ha conducido al establecimiento de CRITERIOS y LIMITES para las dosis que podrían recibir las personas que realizan una determinada práctica con materiales radiactivos. La capacitación del personal ocupacionalmente expuesto debe conducir a la determinación del riesgo importante que existe en el manejo de fuentes radiactivas, y por tanto estas personas deben tener ideas muy claras acerca de los problemas y soluciones que plantea la radioprotección, tanto para sí mismo como para el público en general.

El operador de una fuente radiactiva debe ser capaz de calcular la dosis que puede producir la fuente que manipula, así como los métodos para su racional minimización, no solo a los límites legales, sino también a los niveles operacionales fijados por la empresa.

### **8.1 PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES PARA DISMINUIR LOS RIESGOS A LA IRRADIACION EXTERNA.**

Existen una serie de procedimientos básicos que permiten alcanzar razonablemente los objetivos expuestos, basados en:

- ↪ TIEMPO mínimo de operación
- ↪ DISTANCIA razonablemente máxima entre el operador y la fuente
- ↪ BLINDAJE adecuado entre el operador y la fuente
- ↪ MONITOREO de las áreas de trabajo

El uso razonable e inteligente de los parámetros distancia, tiempo y blindaje es fundamental para disminuir las dosis o para mantenerlas lo mas bajo posible, y adicionalmente se deben realizar los procedimientos de monitoreo, que aunque no proveen protección, si constituyen un factor de seguridad.

### **8.2 MANEJO DEL PARÁMETRO TIEMPO**

La dosis equivalente (H), que recibe una persona al permanecer un tiempo  $t$  en un área radiactiva, en la que la tasa de dosis equivalente sea  $H'$ , es igual a:

$$H=H' * t$$

Las tasas de dosis equivalentes que se reciben normalmente en una instalación radiactiva, varían entre 1 y 10 mSv/h.

Entonces se pregunta, cual es la tasa de dosis equivalente máxima, que puede existir en una zona de trabajo para no sobrepasar los límites, tanto en un caso normal de operación como en situaciones de emergencia?.

En zonas con niveles altos de radiación, el tiempo de permanencia depende del tipo de tarea a realizar y la destreza en la ejecución, sin embargo los tiempos deben evaluarse, de tal forma que las dosis recibidas no superen los valores establecidos de acuerdo a la situación que se este planteando. En situaciones de emergencia, se deben conocer las operaciones y tareas que se deben realizar y en lo posible hacer pruebas en frío (simulacros).

### **8.3 MANEJO DEL PARÁMETRO DISTANCIA**

La emisión de radiación corpuscular o electromagnética (partículas alfa, beta, gamma, etc.), se efectúa de forma isotrópica, interactuando con todo el material que encuentra a su paso, depositando energía y frenándose en el caso de las partículas y disminuyendo la intensidad de la radiación con respecto a la distancia de la fuente.

En el caso de emisores alfa, basta con alejarnos unos cuantos centímetros para mantenernos protegidos de la irradiación externa. Por ejemplo, el alcance en aire de una partícula alfa con energía de 4 MeV es de 2.5 cm. Para energías entre 4 MeV y 8 MeV el alcance esta entre 2.5 cm a 7.5 cm.

En el caso de las partículas beta que tienen un alcance mayor que el de las partículas alfa, son de menor riesgo que para el caso de la radiación gamma ya que con el uso de materiales livianos son detenidas fácilmente. El alcance de las partículas beta es función de la energía máxima. Mas adelante para evaluar los blindajes, se establecerán las ecuaciones correspondientes para el cálculo de la penetración máxima o alcance de estas partículas en diferentes materiales. El alcance en aire de partículas beta con energía de 2 MeV es de 7.5 metros aproximadamente.

La radiación gamma tiene un poder de penetración notablemente mayor que el de partículas alfa y beta por lo tanto su recorrido libre medio en el aire es mucho mayor.

El campo de radiación que produce una fuente depende de las características del material radiactivo. En general, para materiales emisores gamma, la fuente de acuerdo a sus dimensiones y forma geométrica se puede considerar como lineal, superficial o volumétrica, sin embargo con el propósito de facilitar los cálculos de los campos de radiación y cuando las dimensiones de la fuente son suficientemente pequeñas, comparadas con la distancia fuente-punto de interés, dichas fuentes se pueden considerar puntuales e isotrópicas. En este caso, la ecuación que nos permite evaluar la tasa de exposición que produce una fuente gamma puntual es directamente proporcional a la actividad de la fuente e inversamente proporcional al cuadrado de la distancia fuente-punto de interés:

$$X' = \Gamma * A / d^2$$

Donde,

**X'** corresponde a la tasa de exposición, dada en mR/h, ó R/h ó  $CKg^{-1}s^{-1}$

**G** es la constante específica gamma, dada en  $(C kg^{-1}s^{-1} Bq^{-1}m^{-2})$  ó en  $(R h^{-1}Ci^{-1}m^2)$

**A** es la actividad de la fuente, dada en Bq ó en Ci

**d** es la distancia fuente-punto de interés, dada en m

Teniendo en cuenta, desde el punto de vista de la protección radiológica, que para la radiación gamma podemos hacer la equivalencia de unidades de exposición y de dosis equivalente, entonces:

$$\text{Si, } X'_1 = \Gamma * A / (d_1)^2, \text{ y, } X'_2 = \Gamma * A / (d_2)^2$$

$$\text{Entonces: } \Gamma * A = \text{constante} = X'_1 (d_1)^2 = X'_2 (d_2)^2$$

$$\text{Como } X' = H', \text{ entonces } H'_1 (d_1)^2 = H'_2 (d_2)^2$$

Una consecuencia muy importante se manifiesta a través de esta última expresión, a distancias grandes, las dosis disminuyen, siendo un parámetro importante en la radioprotección.

## 8.4 MANEJO DEL PARAMETRO BLINDAJE

En algunas situaciones no es posible o suficiente reducir las tasa, de dosis a partir del manejo de los parámetros tiempo y distancia, siendo necesario interponer una barrera física entre la fuente y el operador, la cuál debe ser de un material y espesor adecuado para que la tasa de dosis equivalente se reduzca a un valor que garantice una operación con la mínima dosis al personal ocupacionalmente expuesto.

Este parámetro (blindaje), es el más importante en el diseño de una instalación o al el establecer procedimientos de trabajo; se requiere que en su evaluación se analicen cuidadosamente todas las variables, para optimizar el blindaje con el objetivo de asegurar la protección de los diferentes grupos críticos, y no hacer gastos exagerados con blindajes sobredimensionados.

### 8.4.1 Blindaje Para Fuentes Emisora Alfa

En el caso de las fuentes emisoras de partículas alfa no presentan ningún riesgo cuando se trata de fuentes selladas, mientras no pierdan su hermeticidad, debido a que pueden ser detenidas hasta por una hoja de papel o 20 cm de aire.

### 8.4.2 Blindaje Para Emisoras Beta

Las fuentes emisoras de partículas beta si representan algún riesgo debido a que tienen un poder de penetración mayor que el de las partículas alfa, sin embargo sigue siendo bajo con respecto a la radiación gamma o de neutrones. El riesgo que se presenta al blindar este tipo de fuentes se debe a la presencia de la radiación de frenado o Bremsstrahlung cuando se utilizan materiales densos como barreras físicas, debido al frenado de las partículas con dicho material parte de su energía cinética se transforma en radiación electromagnética correspondiente a radiación X. Por tal razón, normalmente se usan materiales de baja densidad como blindajes, tal como madera, vidrio, plástico, etc. Para efectos de calcular el blindaje requerido para fuentes emisoras beta puede obtenerse a partir del alcance (R), el cual se obtiene mediante las siguientes ecuaciones:

$$R (\text{mg}/\text{cm}^2) = 412 * E^{1.265 - 0.0954 \ln E}$$

Cuando la energía máxima de las partículas beta esta comprendida en el rango  $0.01 \leq E \leq 2.5 \text{ MeV}$

$$R (\text{mg}/\text{cm}^2) = 530 * E - 106$$

Cuando la energía máxima de las partículas beta es mayor a 2.5 MeV.

$$R (\text{mg}/\text{cm}^2) = X (\text{cm}) * \delta (\text{mg}/\text{cm}^3)$$

donde x es el espesor del material blindante y  $\delta$  es su densidad.

Cuando se utilizan materiales con número atómico (Z) mayor a 13, es necesario calcular la fracción de energía cinética que se transforma en radiación X, y de acuerdo a la intensidad obtenida, se analiza si se requiere atenuar esta radiación, y por tanto calcular el blindaje necesario. La fracción que se transforma en fotones X se puede calcular por la siguiente expresión:

$$f = 3.5 * 10^{-4} Z * E$$

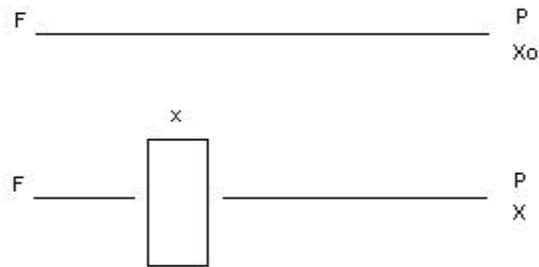
donde Z es el número atómico del absorbedor y E la energía máxima de las partículas beta emitidas.

### 8.4.3 Blindaje Para Fuentes Emisoras De Radiación Gamma

Para el caso del blindaje de fuentes radiactivas emisoras de radiación gamma a diferencia de la radiación corpuscular alfa o beta que pueden ser absorbidas completamente por el materia esta se atenúa exponencialmente sin llegar a ser absorbida totalmente. Su intensidad puede reducirse aumentando el espesor del blindaje, pero nunca se puede llevar a cero. La expresión matemática que representa la atenuación es:

$$X = X_0 e^{-\mu x}$$

- X corresponde a la tasa de exposición transmitida que no han interactuado con el material  
 $X_0$  corresponde a la tasa de exposición sin blindaje  
 $\mu$  el coeficiente de atenuación lineal  
 $x$  el espesor del material blindante



donde F representa una fuente emisora y P el lugar en el cual se mide la intensidad de la radiación X y  $X_0$ ,  $x$  representa el espesor del blindaje. Siempre  $X_0 > X$ .

El valor del coeficiente de atenuación lineal,  $\mu$ , depende del tipo de radiación, de la energía de y del tipo de material utilizado como blindaje. Sus unidades se expresan en  $\text{cm}^{-1}$ , cuando  $x$  se expresa en cm, ya que el exponente debe ser adimensional. En algunos casos se acostumbra a expresar el espesor del material en términos de la densidad, denominándose espesor másico, y se obtiene de acuerdo a la expresión:

$$x_m = x \cdot \delta$$

$x_m$  representa el espesor másico ( $\text{g}\cdot\text{cm}^{-2}$ )

$\delta$  representa la densidad del blindaje ( $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ )

$x$  representa el espesor del blindaje (cm)

Cuando se utiliza el espesor másico, en la expresión para determinar el haz transmitido, se debe reemplazar el coeficiente de atenuación lineal  $\mu$  por el coeficiente másico de atenuación ( $\mu_m = \mu/\delta$ ), con unidades ( $\text{cm}^2\text{g}^{-1}$ ).

La expresión:  $X = X_0 e^{-\mu x}$  se satisface para haces estrechos, es decir, para haces colimados. En algunas situaciones se tienen fuentes cuyos haces de radiación son anchos o sin ninguna colimación generando campos isotrópicos, en estas situaciones el blindaje, además de absorción y transmisión, contribuye notablemente a la transmisión por la presencia de radiación dispersa. Con el fin de tener en cuenta esta radiación y poder evaluar su contribución la expresión antes anotada se ve modificada por un factor denominado build up, B, cuyo valor depende de la energía de la radiación incidente, del material utilizado como blindaje y de su espesor. Considerando este término, la expresión queda así:

$$X = X_0 B^{-\mu x}$$

Donde B es un factor de build up el cual es adimensional y representa el incremento de la tasa de exposición debido a la dispersión, su valor no puede ser determinado teóricamente, por lo tanto, su valor se determina experimentalmente para cada material utilizado como blindaje, energía, espesor y geometría.

#### 8.4.4 Procedimientos Para el Cálculo de Blindajes, en el Caso de la Radiación Gamma

-Cuando se utiliza la expresión  $X = X_0 B e^{-\mu x}$  para la evaluación de blindajes, los cuales se realizan por tanteo, por métodos iterativos. Se calcula inicialmente un primer valor de x haciendo B= 1, con este primer valor de x se evalúa  $\mu x$  y a partir de tablas que se han obtenido experimentalmente se establece el nuevo valor de B, el cual aplicado en la ecuación permite encontrar el valor del espesor del material que reduzca la tasa de exposición al valor esperado. Este procedimiento se repite cuantas veces sea necesario hasta que se observe una mínima variación del espesor calculado.

-Otro procedimiento para el cálculo de blindajes es mediante el uso de curvas de transmisión, las cuales también han sido obtenidas experimentalmente para condiciones geométricas específicas, que son descritas en la elaboración de las curvas. Por esta razón, al utilizar estas curvas o las tablas del caso anterior, es importante verificar si se dan las condiciones geométricas similares. Para el empleo de las curvas de transmisión, se relaciona la fracción  $X/X_0$  con el espesor de un material empleado como blindaje para la radiación gamma de un determinado radioisótopo. Por lo tanto, a partir del valor  $X/X_0$  se encuentra un valor aproximado de x utilizando la respectiva curva de transmisión.

$$f_T = X/X_0 = B e^{-\mu x}$$

este valor de  $f_T$  se encuentra en las curvas de transmisión.

-Otra forma simplificada de obtener el espesor de material blindante, es mediante el uso del concepto de espesor hemi-reductor o capa hemireductora, el cual corresponde al espesor de un determinado material que atenúa la tasa de exposición en un punto de interés a la mitad de su valor. En la expresión  $X = X_0 e^{-\mu x}$ , cuando  $X/X_0 = 1/2$ , el valor de x se denomina capa hemireductora o espesor hemireductor, y se representa por  $x_{1/2}$

$$X/X_0 = 1/2 = e^{-\mu x}$$

$$\mu x = \ln 2$$

$$x_{1/2} = 0.693/\mu$$

siendo  $x_{1/2}$  el espesor hemireductor. La evaluación del espesor hemireductor, a partir de esta expresión, solamente es válida para haces monoenergéticos y bien colimados, como puede notarse el factor B se hizo igual a 1. En general el espesor hemireductor se obtiene experimentalmente para cada material y para cada radionúclido emisor gamma. En la siguiente tabla se dan valores aproximados de espesores hemireductores de haces no colimados de radiación gamma:

**MATERIAL ( $X_{1/2}$  en cm)**

<b>ISOTOPO</b>	<b>URANIO</b>	<b>PLOMO</b>	<b>ACERO</b>	<b>HORMIGON</b>
Co - 60	0.70	1.25	2.21	12.7
Cs - 137	0.30	0.64	1.73	5.30
Ir - 192	0.48	0.48	1.27	4.80
Au - 198	1.10	1.10		4.10
Ra - 226	1.30	1.30	2.30	13.00

Para la evaluación del espesor de un blindaje determinado, se requiere del conocimiento de una serie de características geométricas de la fuente y del haz de radiación, corno también del tipo de material que mas conviene utilizar. Se debe disponer de suficiente información, de tablas y curvas que nos facilitan un primer cálculo aproximado. Por lo tanto, cuando se hacen cálculos de blindajes, se deben verificar una vez instalados, con el fin de comprobar su efectividad, realizando los respectivos monitorajes.

**8.5 PROCEDINTOS DE MONITOREO**

La evaluación de las tasas de exposición, o, tasas de dosis absorbida, o, tasas de dosis equivalente, en las áreas de trabajo y zonas aledañas a las mismas son fundamentales para establecer los procedimientos de trabajo y para verificar el acertado uso de los parámetros descritos en los numerales anteriores.

Es importante recordar que los monitores de las áreas de trabajo no proveen protección, pero son un factor decisivo de seguridad. Todo operador de una fuente radiactiva debe conocer los niveles de radiación que se generan, en condiciones normales de operación, en las áreas de trabajo y en áreas de interés. Dichos valores deben ser **REGISTRADOS**, para que sirvan como parámetros de control y permitan comprobar, a partir de estos valores, si se están cumpliendo los límites de dosis recomendados.

La rigurosidad y frecuencia de los monitorajes se deben establecer en cada institución de acuerdo a los riesgos existentes. Estos deben ser compatibles con los procedimientos de seguridad establecidos para la operación segura de las fuentes en dicha instalación. En áreas donde las tasas de exposición sean elevadas los períodos de monitoreo deben ser mas frecuentes.

En instalaciones donde se operen fuentes selladas, los monitoreos corresponden a la evaluación de los campos de radiación generados por las fuentes en condiciones de operación y cuando la fuente no esta en operación. Cuando se manipulan fuentes abiertas, además de la evaluación de los campos de irradiación, se deben establecer monitorajes tendientes a detectar contaminación de superficies elementos de trabajo y la contaminación externa de los operadores. Adicionalmente se deben establecer procedimientos para la evaluación de la concentración de la contaminación ambiental del área de trabajo, con el fin de comparar estos valores con los límites de concentración derivada en aire para cada radionúclido y de esta manera establecer sí la incorporación de material por esta vía supera los valores recomendados.

## 9. EJERCICIOS SOBRE PARAMETROS OPERACIONALES

Ing. Esp. Fernando Mosos

### I. TIEMPO.

- ↪ Siendo el límite anual de dosis equivalente, H, igual a 20 mSv, cuál es la máxima tasa de dosis equivalente que puede existir en una instalación radiactiva para que ningún trabajador sobrepase el límite mencionado?.

\* Evaluemos el tiempo en horas de un año de trabajo. Este es un número variable en casos particulares pero para efectos de cálculo se supone igual:

Considerarnos 50 semanas/año  
5 días/semana  
8 horas/día

Entonces el número de horas anuales es:  $N = 50 * 5 * 8 = 2000$  horas  
Por lo tanto:

$$H'_{max} = H / N = 20mSv / 2000h = 0.01mSv / h$$

### 2. DISTANCIA

- ↪ Con un intensímetro se mide una tasa de dosis equivalente igual a 1 mSv/h, a 3m de una fuente Radiactiva. Cuál será la tasa de dosis equivalente a 0.5 m de dicha fuente?

$$H'_1 = 1mSv / h, d_1 = 3 m, H'_2 = ?, y, d_2 = 0.5 m$$

$$H'_1(d_1)^2 = H'_2(d_2)^2 \text{ entonces, } H'_2 = H'_1 * (d_1/d_2)^2$$

$$H'_2 = 1 mSv/h (3m/0.5m)^2 = 36 mSv/h$$

### 3. BLINDAJE

- ↪ **Partículas Beta.** Calcular el espesor del vidrio y de lucita necesarios para blindar una fuente de fósforo  $^{32}P$  (fuente emisor beta). La densidad del vidrio ordinario es 3.27 g/cm<sup>3</sup> y el número atómico Z es 14, la densidad de la lucita es 1.20 g/cm<sup>3</sup> y el número atómico Z es 8.

La  $E_{\max}$  de las partículas beta emitidas por el  $^{32}\text{P}$  es de 1.71 MeV. Entonces, el alcance (R) es igual a:

$$R = 412 \cdot 1.265 - 0.0954 \ln E = 790.23 \text{ mg/cm}^2$$

**Como  $R = x \cdot d$ , entonces el espesor  $x$  es igual a  $R/d$**

$$X_{\text{vidrio}} = (0.790 \text{ g/cm}^2) / (3.27 \text{ g/cm}^3) = 0.24 \text{ cm}$$

$$X_{\text{lucita}} = (0.790 \text{ g/cm}^2) / (1.20 \text{ g/cm}^3) = 0.66 \text{ cm}$$

En estos casos (z pequeño) no se requiere de un blindaje adicional para los rayos X que se generen por Bremsstrahlung ya que este problema se Presenta solo cuando se emplean materiales de alta densidad (Z grandes) como blindaje.

↪ **Radiación gamma.** Calcular el espesor de blindaje necesario en concreto, acero y plomo para un haz de radiación colimado de 192Ir. Se desea obtener una tasa de exposición de 2 mR/h en un punto a 2 metros de una fuente de 60 curios.

**Primero calculamos la tasa de exposición sin blindaje  $G = 0.5 R \text{ m}^2 / \text{hCi}$**

$$X_0 = \Gamma \cdot A / d^2 = (0.5 \text{ Rm}^2/\text{hCi}) \cdot 60 \text{ Ci} / (2 \text{ m})^2 = 7.5 \text{ R/h}$$

Calculamos ahora el factor de transmisión

$$f_T = X/X_0 = (0.002 \text{ R/h}) / 7.5 \text{ R/h} = 2.67 \cdot 10^{-5}$$

$$f_T = e^{-\mu x} = 2.67 \cdot 10^{-5}$$

A partir de; valor de; factor de transmisión ( $f_T$ ), podemos entrar en curvas de transmisión para concreto, acero y plomo, obteniendo el valor correspondiente del espesor requerido.

Otra forma de calcular el espesor requerido es utilizando los espesores hemireductores:

$$x = \ln(1 / 2.67 \cdot 10^{-5}) \ln(2) / x_{1/2}$$

**Si se conoce el espesor hemireductor de cada uno de los mater'ales. Cuando la radiación incidente corresponde al iridio 192 los  $x_{1/2}$  son:**

$$X_{1/2 \text{concreto}} = 4.8$$

$$X_{1/2 \text{acero}} = 1.27 \text{ cm}$$

$$X_{1/2 \text{plomo}} = 0.48 \text{ cm}$$

Entonces se calculan los espesores correspondientes:

$$X_{\text{concreto}} = 57 \text{ cm}$$

$$X_{\text{acero}} = 15 \text{ cm}$$

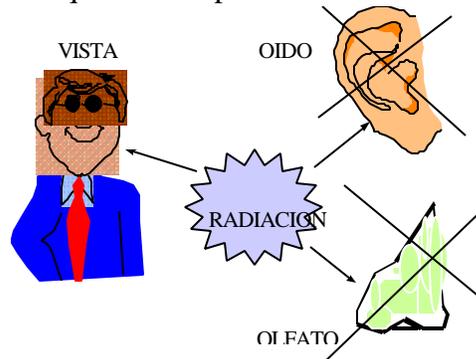
$$X_{\text{plomo}} = 6 \text{ cm}$$

## 10. INSTRUMENTACION EN PROTECCION RADIOLOGICA

Fis. Msc. Hernán Olaya D. Físico, Téc. Esp. Guillermo Casallas

### INTRODUCCION

El hombre ha estado sometido a la acción de un conjunto de radiaciones de diversas procedencias, entre las que se encuentran las radiaciones ionizantes. Sin embargo, ninguno de nuestros sentidos esta capacitado para la percepción de alguna de ellas, a pesar de su nocividad. Una sobreexposición, incluso mortal, no se percibe por la victima y sus primeros efectos solo se manifiestan hasta algunas horas, días, o varios años después de recibirlas. Esta ausencia total de señales de alarma sensoriales, conlleva a un menosprecio del peligro que favorece la ocurrencia de equivocados procedimientos con las fuentes radiactivas.



Por las anteriores razones, y aprovechando el fenómeno de la ionización que se produce debido a la interacción de la radiación con la materia, se cuantifica la radiación a través de instrumentación electrónica especializada.

### 10.1 CLASIFICACION DE LA INSTRUMENTACION

A partir de los fenómenos que se dan en la materia por interacción con la radiación, podemos clasificar los detectores de radiaciones ionizantes empleados en radioprotección, según el mecanismo físico involucrado en el proceso de detección, en: Detectores por **ionización** y detectores por **excitación**.

Los detectores por ionización comprenden básicamente los gaseosos y los semiconductores. Los detectores gaseosos pueden ser cámaras de ionización, contadores proporcionales y los detectores Geiger Müller.

Los detectores por excitación pueden ser clasificados a su vez, en **inmediatos** y **retardados**. Los detectores de excitación inmediatos son básicamente los detectores de centelleo y los detectores de excitación retardados, agrupan entre otros los de película fotográfica, los

termoluminiscentes, los radiofotoluminiscentes, los de emisión exoelectrónica termo o fotoestimulada, etc.

A partir de las lecturas suministradas o la información obtenida de los detectores de radiación ionizante, con el fin de cuantificar los campos de radiación o las dosis recibidas por el personal ocupacionalmente expuesto, este tipo de instrumentación se puede clasificar, desde el punto de vista de la protección radiológica, en dos grandes grupos: Los **intensímetros** o **monitores de radiación** y los **dosímetros personales**.

Los intensímetros se usan para determinar la tasa de exposición en los instrumentos más antiguos, o la tasa de dosis absorbida, o la tasa de dosis equivalente en los instrumentos más recientes. La lectura de estos instrumentos se puede encontrar en Roentgen/hora (R/h), cuentas por minuto (cpm), miliGray/hora (mGy/h), miliSievert/hora (mSv/h), etc., según el tipo y modelo del instrumento utilizado.

En el mercado pueden encontrarse diferentes sistemas de medición, por lo tanto el usuario tiene la ventaja de elegir el que más le convenga de acuerdo a las necesidades de medida, coherentes con la aplicación y técnica nuclear que este desarrollando.

Existe una clasificación de la instrumentación que tiene que ver directamente con la aplicación radiológica y la adecuación del instrumento con la práctica: **los detectores personales, los monitores portátiles, los detectores de área (radiación ambiental), los electrometros de precisión y los detectores telescópicos**.

Dentro de los tipos de detectores más convencionales están los detectores gaseosos y los detectores de estado sólido, a continuación se mostrará una breve descripción de estos detectores:

## 10.2 DETECTORES GASEOSOS

### 10.2.1 Camaras de ionización

Este tipo de instrumento consta principalmente de un detector con dos electrodos metálicos que pueden ser dos placas paralelas, dos superficies cilíndricas concéntricas o una barra metálica rodeada de una superficie cilíndrica. Entre los electrodos se interpone un gas (comúnmente aire) el cual va a ser ionizado por el campo de radiación al cual se le somete.

La ionización del gas da lugar a la producción de electrones e iones gaseosos positivos, simultáneamente se aplica un potencial eléctrico (mayor de 10 V) entre los electrodos, los electrones libres y los iones positivos son atraídos por el electrodo de carga opuesta, por lo tanto, una fracción de iones es atraída por los electrodos y la otra fracción es recombinada.

La proporción descargada en los electrodos crece si se aumenta el potencial entre los electrodos, por ejemplo, para 50 V todos los iones producidos por la radiación ionizante son atraídos por los electrodos y no se produce recombinación, puede que siga aumentando el

potencial pero llegará un momento en que no habra variación de carga colectada para un voltaje determinado.

La neutralización de cargas sobre los electrodos da lugar a una corriente  $i$ , cuando la intensidad de corriente corresponde a la captura de todos los iones primarios se denomina  $i_s$  "corriente de saturación". Una cámara de ionización funciona "en corriente" cuando el potencial aplicado da lugar a la salida de corriente de saturación cuya intensidad es proporcional a la intensidad de la ionización causada por la radiación en el gas.

La magnitud de la radiación depende de la actividad de la fuente y de la energía de la radiación, en conclusión una cámara de ionización "en corriente" hace diferenciación por energía.

Otro tipo de camara de ionización es la que trabaja "en pulsos", para tal fin, se debe asociar una electrónica más compleja. Al producirse un pulso se produce una variación súbita de la tensión del electrodo colector por efecto de la descarga de los electrones producidos.

Las magnitudes de las corrientes producidas en una cámara de ionización son muy pequeñas, del orden de los nanoamperios por ello se debe amplificar la señal por medio de un "amplificador electrónico", de este modo, los pulsos pueden ser registrados por un escalímetro, que al final es un registrador de pulsos de tensión.

### **10.2.2 Contadores proporcionales**

Al igual que una cámara de ionización este funciona con un gas, utilizándose comúnmente argón mezclado con un 10% de metano, y para propositos de detección de neutrones se usa un gas hidrocarburo liviano, un gran volumen del detector y contrucción de las paredes con un material de bajo número atómico.

La tensión aplicada a los electrodos es un poco mayor que la utilizada en las cámaras de ionización, debido a ello se producen ionizaciones secundarias que crea una avalancha de electrones que luego van a ser detectados en uno de los electrodos, debido a este fenómeno estos instrumentos tienen una mayor sensibilidad que las cámaras de ionización. Se llaman proporcionales porque si se aumenta la tensión aplicada a los electrodos aumenta proporcionalmente la fracción de electrones colectados. Estos detectores hacen diferenciación de energías y por lo tanto son adecuados para medir y diferenciar entre diferentes tipos de radiación. Los pulsos colectados son relativamente pequeños y de todas formas se debe amplificar la señal mediante un amplificador

### **10.2.3 Contadores GEIGER MULLER**

La estructura de un detector de este tipo es similar a la de un contador proporcional, contando con dos electrodos y un gas de relleno generalmente argón mezclado con un pequeño porcentaje de gas "extintor" a una baja presión aproximadamente 0.1 atm, el ánodo suele ser recto o en forma de aro. La tensión aplicada en los electrodos es mayor que en los contadores proporcionales creándose una avalancha de electrones tan grande que se extiende en todo el gas, debido a esto, todos los pulsos tienen el mismo tamaño y debido a ello no hay

diferenciación de energía. La multiplicación de los pulsos son del orden de 1V y pueden registrarse en un escalímetro sin necesidad de una etapa de amplificación.

A causa del pequeño tamaño del detector y de la simplicidad de la electrónica asociada estos instrumentos se utilizan de manera portátil y a un bajo costo.

### 10.3 DETECTORES SEMICONDUCTORES

Estos detectores son sólidos contruidos de elementos puros a los cuales la radiación ionizante les produce un efecto de excitación a los electrones menos ligados al átomo “electrones de valencia” llevándolos a un nivel de mayor energía llamado nivel de “electrones de conducción” donde pueden desplazarse libremente entre el cristal. Al pasar a la banda de conducción quedan desligados de los átomos de la red cristalina quedando una vacancia que corresponde a una carga positiva, esta vacancia puede ser ocupada inmediatamente por un electrón del átomo vecino y este a su vez deja una vacancia que luego va a ser ocupada, dando como resultado una carga positiva desplazándose hacia el cátodo. De los materiales semiconductores utilizados están el Germanio, el Silicio y el Arsenuro de galio. El germanio hiperpuro conduce corriente bajo un campo eléctrico por movimiento de electrones y agujeros hacia los electrodos.

### 10.4 DETECTORES DE CENTELLEO

Los electrones del cristal de centelleo son excitados por la radiación directa e indirectamente ionizante,

Estos detectores usan la propiedad de reemitir la excitación atómica o molecular en forma de luz. Cuando el fenómeno sucede de manera instantánea se le denomina “fluorescencia” y si sobrepasa un tiempo mayor a  $10^{-8}$  s se le llama “fosforescencia”, parte de la energía de excitación es devuelta como vibración térmica y otra como radiación visible. Los cristales utilizados se les llama “fósforos” o haluros alcalinos.

Cuando a sido excitado un electrón, este queda ocupando un nivel en la banda de conducción para luego caer en un nivel intermedio (entre la banda de conducción y la banda de valencia) inmediatamente este cae al nivel de valencia emitiendo un fotón de luz “proceso fluorescente”.

Entre los materiales utilizados como detectores están : el NaI (Tl), el antraceno y el para-terfenilo.

Debido a que parte de la energía de excitación se pierde, la eficiencia de estos detectores es pobre. En la detección de la luz emitida se emplea un tubo fotomultiplicador que amplifica y cuantifica la luz convirtiéndola en una señal eléctrica del orden de 10mV para luego llevarla a una etapa de preamplificación y amplificación.

Los detectores de centelleo hacen diferenciación por energía y son muy empleados para detectar niveles de radiación del orden del fondo natural.

## 10.5 INTENSIMETROS O MONITORES DE RADIACION

Estos sistemas de detección podemos considerarlos constituidos por dos bloques básicos: **El Detector y La Electronica Asociada.**



El detector actúa como transductor, es el dispositivo que transforma la energía del campo de radiación a medir en otro tipo de energía más fácil de procesar.

La electrónica asociada tiene por objeto procesar adecuadamente la información entregada por el detector y presentarla al operador mediante una lectura en las unidades correspondientes para su interpretación y evaluación.

Los intensímetros utilizados en radioprotección, poseen detectores, generalmente, de ionización gaseosa ( cámaras de ionización, contadores proporcionales, o geiger müller) cuya electrónica esta diseñada para dar una respuesta de tal forma que su lectura sea en unidades internacionales como miliRoentgen por hora (mR/h) o Roentgen por hora (R/h), miliGray por hora (mGy/h) o milirad por hora (mrad/h), microSievert por hora (mSv/h) o miliSievert por hora (mSv/h), según sea antiguo o reciente el modelo del instrumento.

Los intensímetros comúnmente usados en trabajos de campo como medidores portátiles poseen detectores de ionización gaseosa, siendo más frecuente el Geiger Müller o la cámara de ionización que los contadores proporcionales.

Los intensímetros utilizados como **Monitores de Area** generalmente se encuentran en instalaciones permanentes. Poseen alarmas luminosas y/o acústicas, y de acuerdo a la aplicación disponen de accesorios opcionales tales como indicadores remotos, señales de bloqueo,etc. En ningún caso los monitores de área reemplazan al intensímetro portátil.

## 10.6 MANEJO DE LA INSTRUMENTACION

- ↳ Antes de utilizar un intensímetro se debe verificar el estado de las baterías, ya que de esto depende su correcto funcionamiento.

- ↵ Seleccionar la escala adecuada para medir en nivel de radiación, cuando no se tiene conocimiento del valor esperado se debe iniciar con la escala de mayor rango, cambiándola si es necesario hasta obtener una lectura apreciable.
- ↵ Algunos equipos poseen un ajuste de cero, el cual debe hacerse de acuerdo con las recomendaciones del fabricante.
- ↵ La calibración de los instrumentos de medida, es un paso imprescindible antes de comenzar la utilización de un equipo. Sin embargo, no es menos necesario constatar que entre sucesivas calibraciones el instrumento no ha sufrido variaciones importantes. Para llevar a cabo estas comprobaciones, algunos fabricantes entregan con el instrumento una pequeña fuente radiactiva (fuente de chequeo); es de anotar, que no siempre estas fuentes emiten el tipo de radiación para el cual se utiliza el instrumento, esta es la razón por la cual a estas fuentes se les da el carácter de "fuentes de comprobación de estabilidad" muy lejos del que algunos usuarios erróneamente le atribuyen al designarlas como "fuentes de calibración"; de ahí que la calibración sea periódica en un laboratorio de metrología acreditado oficialmente y sea un paso necesario.
- ↵ Es de vital importancia tener en cuenta en la interpretación de los resultados el factor de calibración dado por el laboratorio de metrología.

## **10.7 ASPECTOS PRACTICOS EN LA UTILIZACION DE INTENSIMETROS**

- ↵ No se deben realizar prácticas que involucren radiaciones ionizantes cuando no se disponga de un intensímetro que funcione correctamente y que sea adecuado para el tipo de radiación emitida.
- ↵ El fallo más frecuente en los intensímetros se debe a las baterías agotadas. Cuando el instrumento se va a dejar de usar por períodos largos se recomienda quitarle las baterías.
- ↵ Las situaciones de malfuncionamiento en el equipo pueden conducir por interpretación errónea a que se produzcan accidentes de sobre-exposición:
- ↵ Cuando un instrumento indica lectura elevada. Puede deberse a un campo real alto o a una avería cuando el campo real es bajo. El accidente ocurre cuando el operador interpreta tal lectura como avería instrumental y entonces comete la segunda falta grave, seguir trabajando sin realizar las respectivas comprobaciones. Para comprobar la avería del instrumento, el operador se debe alejar del campo de radiación observando la lectura del instrumento, si esta se mantiene se debe a la avería del equipo.
- ↵ Los intensímetros son instrumentos muy frágiles, a pesar que los fabricantes tratan de hacerlos rudos para este tipo de trabajo. El operador debe recordar que el intensímetro es un instrumento delicado, además de ser el más fiel colaborador para evitar accidentes de sobre-exposición.

## 10.8 DOSIMETROS PERSONALES

Con el fin de evaluar las dosis recibidas por el personal ocupacionalmente expuesto, se utilizan sistemas para el monitoreo individual, los que podemos agrupar en dosímetros de lectura directa y dosímetros de lectura diferida.

**10.8.1 Dosímetros de lectura directa.** En algunas aplicaciones y de acuerdo a los procedimientos establecidos, es muy frecuente determinar valores de exposición sobre intervalos de tiempo cortos, tales como un día o menos, utilizando cámaras de ionización tipo lapicera u otro sistema que permita obtener las lecturas cuando el usuario lo desee.

El dosímetro personal tipo lapicera esta constituido por una cámara de ionización de aire, aproximadamente 2 cm<sup>3</sup>, con un electrodo central en forma de varilla fina que va unida a una fibra de cuarzo metalizado.

Cuando se utilice este tipo de dosímetro personal se deben tener en cuenta los siguientes aspectos:

- ↪ Llevar a cero el dosímetro antes de iniciar cualquier practica.
- ↪ Sujetarlo firmemente y llevarlo continuamente.
- ↪ Leerlo a intervalos más frecuentes cuanto mayor sea el riesgo a una exposición.
- ↪ Si se ha caído o golpeado verificar su normal funcionamiento.
- ↪ Si en una de las lecturas se observa que se fue de escala, inmediatamente verificar los niveles de radiación para determinar el procedimiento a seguir.
- ↪ Verificar la bondad de la calibración y hacerlo recalibrar cuando sea necesario.

Existen otros dosímetros personales de lectura directa cuyo detector es un Geiger Müller y su lectura se muestra en un tablero digital llamados **Dosímetros electrónicos personales**. Estos dosímetros están dotados por una alarma acústica la cual se activa cuando la intensidad del campo de radiación supera un nivel prefijado en el instrumento. La electrónica asociada que poseen estos instrumentos los hace más voluminosos siendo menos versátiles que los tipo lapicera y por lo tanto menos utilizados.

### 10.8.2 Dosímetros de lectura retardada

Este tipo de dosímetro personal, solamente permite obtener la información de la dosis acumulada mediante el respectivo procedimiento o tratamiento según el tipo de dosímetro. En general, son detectores de excitación, el más frecuentemente utilizado como dosímetro personal es el de película fotográfica, sin embargo, los detectores termoluminiscentes están

siendo ampliamente utilizados como dosímetros personales, sustituyendo o complementando a los de película.

En radioprotección los dosímetros de lectura retardada son de gran importancia, ya que si se les da el uso adecuado, permiten el registro de las dosis recibidas por el usuario; y en el caso del dosímetro de película es el único sistema dosimétrico que mantiene la información fija para cuando sea solicitada.

## **10.9 USO Y ESCOGENCIA DEL INSTRUMENTO CON FINES DE RADIOPROTECCION**

En la elección de los instrumentos requeridos con fines de radioprotección es fundamental evaluar los riesgos potenciales que genera la práctica que se desea realizar.

Los instrumentos utilizados como medidores portátiles, monitores de área y para monitoreo ambiental dependen del tipo de trabajo que se este realizando. En el caso del monitoreo individual se debe considerar el riesgo a la irradiación externa y el riesgo de la contaminación interna, en determinadas prácticas uno de ellos prevalece sobre el otro y en otras ambos son importantes y por lo tanto se deben evaluar simultáneamente.

En la escogencia de los intensímetros, la Comisión Internacional de Protección Radiológica ( CIPR ) recomienda que los instrumentos deben poseer un amplio rango de medida. Consideremos las siguientes situaciones para la selección del instrumento:

- ↪ Fuentes selladas de radiación gamma, equipos emisores de radiación X y electrones.
- ↪ Fuentes abiertas.
- ↪ Fuentes selladas de neutrones y reactores.

Para niveles altos de radiación se utilizan las cámaras de ionización, debido a que cubren rangos que van desde los pocos mR/h a  $10^3$  o  $10^4$  R/h.

Para niveles bajos se usan los detectores Geiger Müller y los centelladores, estos cubren rangos entre 0.1 mR/h hasta 2 R/h.

Es importante que se conozcan muy bien las características del instrumento y una muy importante se refiere al tiempo de respuesta, especialmente en las instalaciones de radiodiagnóstico, donde en la escogencia del intensímetro se deben considerar las altas tasas de exposición y los cortos tiempos de emisión empleados. En estos casos se recomienda el uso de otros métodos alternativos de medida como el uso de dosímetros de película, dosímetros termoluminiscentes o cámaras de ionización usadas como dosímetros o integradores que tengan un tiempo de respuesta corto y tengan una calibración adecuada para tal fin.

En las instalaciones que albergan generadores de electrones, la instrumentación que se requiere para monitorear las áreas aledañas, deben ser intensímetros y/o monitores utilizados para medir la radiación X que se genera en las dispersiones a través de las barreras blindantes.

En el caso de uso de **fuentes abiertas**, presentan riesgos diferentes a los observados en las fuentes selladas. Cuando se manipulan fuentes abiertas, el material radiactivo puede ser inhalado, ingerido o puede ser incorporado a través de la piel; en general el riesgo de irradiación externa en este caso es despreciable cuando las actividades que se manejan son pequeñas.

Para este tipo de fuentes es necesario realizar:

- ↳ Monitoreo del aire. Este se puede hacer con cámaras de ionización de flujo continuo de gas, o también haciendo circular aire a través de filtros, los cuales son monitoreados posteriormente. En general se requieren instrumentos para la detección de betas y gammas, también en algunos casos se requiere instrumentación para monitorear la presencia de partículas alfa.
- ↳ Monitoreo de líquidos. Puede realizarse continuamente o sobre muestras básicas. En el primer caso se puede realizar sumergiendo un geiger o un detector de centelleo en el líquido a ser medido. En el segundo caso para el análisis de muestras, se desarrollan técnicas especiales que requieren de instrumentación compleja, la cual solamente se tiene en laboratorios especializados, a los que hay que recurrir para este tipo de evaluaciones.
- ↳ Monitoreo de superficies. Se pueden medir directamente con detectores geiger sensibles, de ventana delgada. Para la detección de contaminaciones con materiales radiactivos emisores de partículas alfa, se requiere que la ventana sea extremadamente delgada, de 1 a 10 mg/cm<sup>2</sup>.

También se puede realizar el monitoreo de superficies de forma indirecta realizando un frotis a la superficie con papel filtro, midiendo posteriormente su contenido de material radiactivo y en base a este valor determinar la contaminación superficial.

Para el monitoreo individual se deben considerar dos situaciones: La irradiación externa y la contaminación interna.

En la evaluación de las dosis debidas a la irradiación externa se deben seleccionar los instrumentos de detección de acuerdo al tipo de radiación ionizante emitida por las fuentes y/o equipos que se estén manipulando. Normalmente se recomienda el uso simultáneo de dos dosímetros personales: Uno de lectura directa y otro de lectura retardada con el fin de mantener un registro de dosis del personal ocupacionalmente expuesto.

En las situaciones donde el riesgo a la contaminación interna es inminente, se hace necesario un sistema de monitoreo individual que permita evaluar las dosis debidas a dichas contaminaciones. Los procedimientos para realizar dichas evaluaciones requieren de métodos complejos e instrumentación especializada, normalmente a través del análisis de excretas del personal contaminado. Estas evaluaciones se realizan en laboratorios diseñados para tal fin.

### 10.10 INSTRUMENTACION USADA EN EL MONITOREO DE LA RADIACION

TIPO DE EQUIPO	RADIACION MEDIDA	RANGO DE MEDICION TIPICO	USO PRINCIPAL
Geiger Muller	Beta Equis ( X ) Gamma	0.1 a 100 rem 500 a 100000 cpm	* Medición de campos de radiación. * Contaminación por emisores betas y gammas.
Contadores de Centelleo	Beta Equis (X) Gamma	0,01 a 20 rem 50 a 250000 cpm	Evaluaciones con pequeñas contaminaciones.
Cámaras de Ionización	Beta Equis (X) Gamma	3 mR/h a 500 R/h	Supervisión general
Contador Proporcional	Alfa Neutrones	100 a 500000 cpm 1 mrem a 100 rem	* Contaminación alfa * Monitoreo neutrones
Equipo de contaje de laboratorio			Medición de muestras tomadas en áreas contaminadas.
Muestreadores de aire.			Monitoreo de la contaminación en el aire.
Dosímetros de lectura directa.	Equis Gamma	0 a 200 mrem 0 a 5 rem	Monitoreo personal.
Dosímetro de película, y TLD	Beta Equis (X) Gamma Neutrones	10 mrem a 10000 rem	Monitoreo personal.
Dosímetros con alarma	Equis (X) Gamma.	0 a 1000 mrem.	Supervisión general.

## **11. GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y FUENTES EN DESUSO**

Ing. Esp. Rubén Quintero, Ing. Esp. Fernando Mosos

### **INTRODUCCION**

En el país es mayor el empleo del material radiactivo en diferentes aplicaciones en medicina, investigación y la industria. Como resultado del uso de fuentes radiactivas (abiertas o selladas) en las diferentes aplicaciones, se generan residuos radiactivos y/o fuentes selladas en desuso los cuáles requieren una gestión cuidadosa y coordinada que garantice la seguridad de las personas y el medio ambiente.

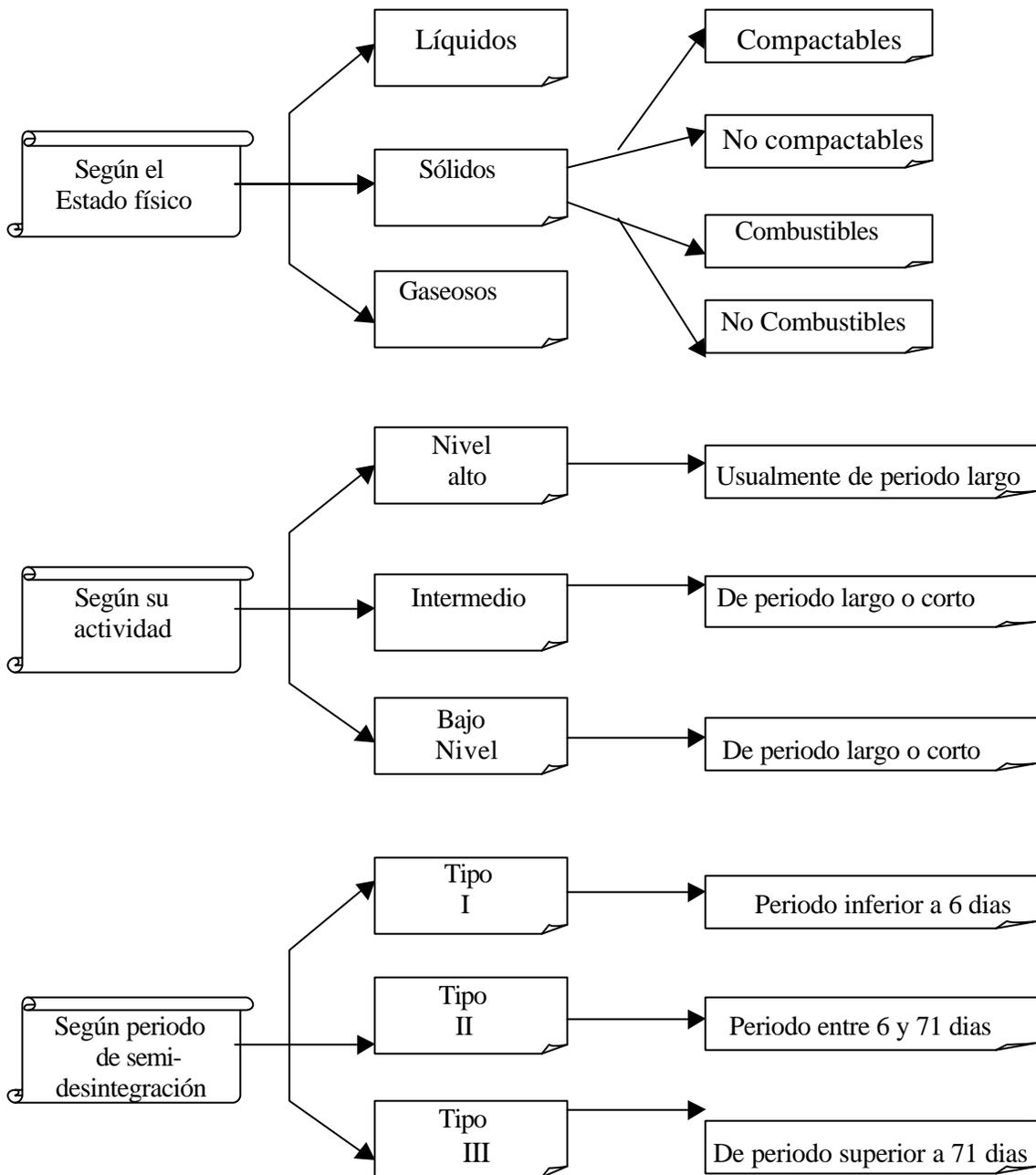
Los residuos radiactivos se refieren a materiales conteniendo o contaminados con sustancias radiactivas en niveles de actividad que las dosis asociadas con su eliminación superen los criterios de exención establecidos por la Autoridad Regulatoria y para el cual no se prevé ningún uso futuro. El manejo de este tipo de residuos debe efectuarse en forma segura de acuerdo con los criterios de seguridad radiológica vigentes. La gestión de residuos radiactivos involucra tareas como el manejo o pretratamiento, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, transporte o eliminación de residuos radiactivos.

El objetivo general de la gestión de residuos radiactivos es garantizar la protección radiológica de los seres humanos y del medio ambiente por períodos adecuados a cada tipo de residuo en conformidad con los principios vigentes de protección radiológica internacionales, mediante un sistema eficaz de control, gestión y evacuación que garantice la seguridad de las personas y el medio ambiente.

### **11.1 CLASIFICACION DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS**

Las alternativas de manejo se basan esencialmente en las características de los residuos: naturaleza y cantidad del nucleido contenido, volumen generado y aspectos químicos y físicos. Es conveniente hacer una clasificación rigurosa de estos, según su estado físico, su actividad, y su período de semidesintegración, con el fin de llevar acabo una buena gestión.

A continuación se resume la clasificación de los residuos teniendo en cuenta los tres aspectos antes mencionados.

**Diagrama 1. Clasificaciones de los residuos radiactivos**

## 11.2 CRITERIOS GENERALES EN LA GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS

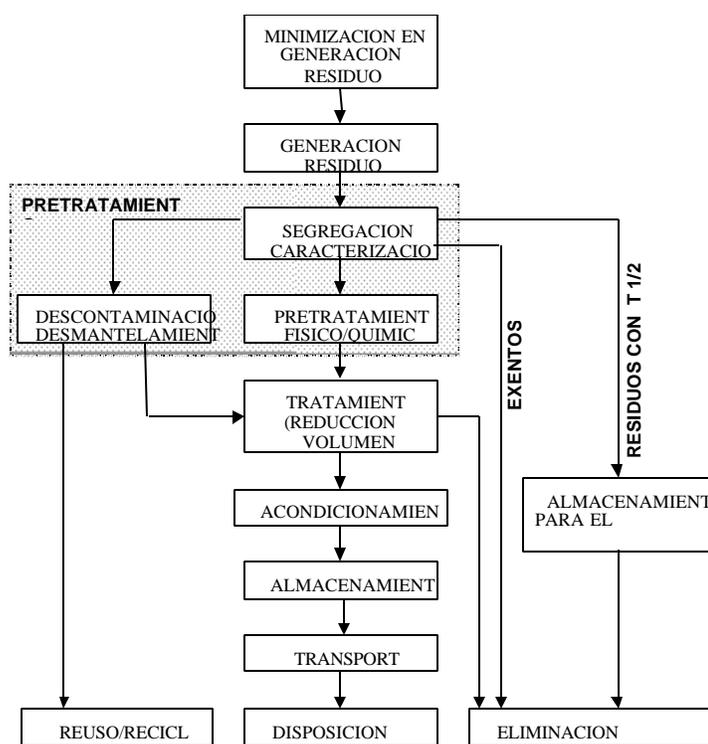
En el manejo rutinario de residuos radiactivos es necesario tener en cuenta criterios operativos para garantizar una adecuada gestión mediante procedimientos como:

- ↳ Minimizar la generación de residuos radiactivos (reduce costos)

- ↪ Segregar los residuos radiactivos en la fase de generación, evitando mezclarlos con residuos convencionales.
- ↪ Almacenar en forma segura y totalmente identificable los residuos radiactivos para su disposición final.
- ↪ Reducir el volumen de los residuos (para incrementar la capacidad de almacenamiento o disposición final)
- ↪ Solidificar los residuos que no pueden ser descargados al medio ambiente.
- ↪ Control de inventario de los desechos eliminados y efluentes descargados.

El sistema de gestión consta de una serie de pasos, los cuáles pueden ser parcial o totalmente aplicados, dependiendo del tipo de residuo generado. Un esquema global de la gestión de residuos radiactivos incluye:

**DIAGRAMA 2. Diagrama de la gestión de residuos radiactivos.**



### 11.3 APLICACIONES MEDICAS E INVESTIGACION

El empleo de materiales radiactivos en aplicaciones médicas abarca dos grandes tópicos:

- ↪ Diagnóstico
- ↪ Terapia.

Las características de los residuos generados en las diferentes instalaciones dependerán del tipo de técnica empleada, tanto en diagnóstico como en terapia. La mayoría de los radionuclidos empleados son de período corto y sus actividades son del orden de  $10^2$  a  $10^3$  MBq, si hablamos de radioinmunoensayos, y preparaciones radiofarmacéuticas, y de períodos

largos y actividades del orden de  $10^7$  a  $10^{15}$  Bq, en el caso de fuentes selladas empleadas en radioterapia.

**Tabla 1. Principales fuentes selladas usadas en aplicaciones médicas**

APLICACION	RADIONUCLEIDO	T <sub>1/2</sub>	RANGO DE ACTIV.
Fuentes de calibración	Diversos		< 0.2 Bq
Braquiterapia	<sup>137</sup> Cs <sup>226</sup> Ra <sup>192</sup> Ir	30 a 1600 a 74 d	50 - 500 GBq 30 - 300 GBq
Teleterapia	<sup>60</sup> Co <sup>137</sup> Cs	5.3 a 30 a	50 - 500 TBq

**Tabla 2. Principales fuentes abiertas usadas en aplicaciones médicas**

APLICACION	RADIONUCLEIDO	T <sub>1/2</sub>	ACTIVIDAD
Radioinmunoanálisis producción y marcación de compuestos	I - 125	60 d	< 500 MBq
Med. nuclear (terapia)	I - 131	8.04 d	Hasta $10^6$ Bq
Imágenes diagnósticas	Tc - 99 m	6.02 h	< 500 MBq

En las aplicaciones médicas existen dos grandes problemas en lo que respecta a la gestión de residuos radiactivos, el primero son los residuos generados en Medicina Nuclear, y el segundo corresponde a la gestión de las fuentes selladas en desuso.

#### 11.4 GUIA DE MANEJO DE RESIDUOS GENERADOS EN MEDICINA NUCLEAR

La aplicación de radionuclidos no encapsulados en Medicina Nuclear se caracteriza como ya se menciona por la utilización de material radiactivo de vida corta con la aplicación progresiva del Tc-99m en el diagnóstico "in-vivo" y la de radionuclidos de vida mas larga pero de muy bajas concentraciones en aplicaciones "in-vitro".

De esto se deduce que de la mayoría de los residuos generados en cuestión de no mucho tiempo se encuentra que decaen hasta llegar a una baja concentración, o baja actividad específica, siendo necesario solo en contadas aplicaciones el almacenamiento definitivo en lugares destinados y autorizados para ello.

Por lo tanto la gestión de residuos en Medicina Nuclear, más que una cuestión de un tratamiento complicado, es un problema de clasificación correcta, buena administración de los

mismos y control riguroso de las evacuaciones realizadas por el personal responsable y expresamente designado, que debe dejar constancia detallada en registros adecuados.

A continuación presentamos los pasos a seguir para el tratamiento y gestión de los residuos generados en este campo de aplicación.

**11.4.1 Segregación y colección** El manipuleo, tratamiento y acondicionamiento de los residuos radiactivos se hace más fácil, si estos son recogidos y segregados en el lugar de origen, para lo cual es conveniente crear categorías que permitan coleccionar separadamente residuos de diferentes naturalezas.

#### ↳ Segregación

Existe una variedad de formas de hacer la clasificación con el fin de segregar los residuos radiactivos; los factores que se mencionan a continuación son fundamentales para llevar a cabo esta etapa.

- ↳ Características radiológica ( Período, Actividad etc.)
- ↳ Características Físico-químicas (sólido, Líquido, Orgánico, etc.)
- ↳ Origen (tipo de laboratorio, y uso)

Como se ha dicho anteriormente en Medicina Nuclear y Radioinmunoanálisis, los radionucleídos comúnmente empleados tienen periodos menores a 60 días, por lo tanto el tratamiento a seguir en términos generales es el mismo, pero su tiempo de duración diferente lo que hace necesario que se coleccionen separadamente.

Con el fin de hacer la segregación correctamente presentamos a continuación una lista de categorías o posible clasificación específica de los residuos tanto sólidos como líquidos, generados en esta aplicación en particular.

#### **Segregación de residuos sólidos.**

- ↳ Residuos sólidos compactables, o que solo presentan un riesgo radiológico durante su manipuleo como bolsas de plástico, guantes, papel absorbente etc. que contienen pequeñas cantidades de radionucleídos de periodo corto, lo que permite que sean almacenados para su decaimiento, y posterior disposición como residuos exceptuados.
- ↳ Recipientes de vidrio rotos, agujas etc., que deben ser coleccionados en recipientes de mayor resistencia (metal) para prevenir daños en el personal al manejar el paquete con estos residuos.
- ↳ Ropas de cama o de dormir contaminados pertenecientes a pacientes hospitalizados.
- ↳ Generadores de Mo 99 / Tc 99m.

#### **Segregación de residuos líquidos.**

- ↳ Soluciones de Líquidos de centelleo.
- ↳ Residuos líquidos que contienen radionucleídos de periodo corto, lo que permite que sean almacenados para su decaimiento y posterior disposición como residuos exceptuados.

### ↪ **Colección.**

La colección de residuos sólidos generados en este tipo de centros se debe llevar a cabo distribuyendo contenedores apropiados en toda el área de trabajo, con el fin de hacer la recolección de los residuos, y agilizar el trabajo se debe tener en cuenta:

- ↪ El número de recipientes debe ser tal que me permita hacer la segregación al tiempo se realiza la colección.
- ↪ Los residuos sólidos que no representan más que un peligro radiológico, deberán almacenarse en bolsas de plástico resistente, las cuales deben ir identificadas como residuos radiactivos; es conveniente que sean transparentes con en fin de observar fácilmente lo que hay dentro, estas bolsas deben ubicarse dentro de recipientes con tapa los cuáles a su vez deben estar identificados con el símbolo de material radiactivo,.
- ↪ Los residuos sólidos tales como agujas, o recipientes de vidrio rotos no deben ser colectados en recipientes de plástico, ya que representan un peligro para los trabajadores que los manipulan; en estos casos se recomiendan contenedores de metal.
- ↪ Los residuos líquidos deben ser recogidos en recipientes de plástico con el fin de evitar que en caso de caerse no se rompa.

En situaciones en las que una misma instalación manipule más de un radionúclido, los residuos asociados a cada uno de estos se coleccionarán separadamente, debido a que el tiempo necesario de almacenamiento es diferente para cada uno.

#### **11.4.2 Contenedores de Residuos**

Respecto a los paquetes, bolsas o recipientes que contienen los residuos es necesario tener en cuenta lo siguiente:

- ↪ El residuo deberá estar contenido en recipientes adecuados según sus características tal como se describió anteriormente, y la contaminación en su superficie no debe exceder los valores prescritos en las regulaciones de transporte, a continuación se presenta una tabla que le indicará cuáles son los valores permisibles en cada caso.

**Tabla 3. Valores de contaminación en superficies**

CONTAMINANTE	MAXIMO NIVEL PERMISIBLE	
	Bq / cm <sup>2</sup>	mCi / cm <sup>2</sup>
EMISORES β Y γ	4.0	10 <sup>-4</sup>
EMISORES α	0.4	10 <sup>-5</sup>

- ↪ El residuo debe ser empaquetado de forma tal que se conserve su integridad durante su manipuleo.

- ↳ El residuo líquido siempre debe almacenarse en recipientes de plástico cuya capacidad debe estar acorde con los volúmenes generados, y deben estar rodeados con un material capaz de absorber el doble del líquido depositado en su interior.

### 11.4.3 Información sobre cada contenedor o paquete de residuos

Una vez empaquetados los residuos en los diferentes contenedores estos deben ser etiquetados, indicando que se trata de material radiactivo, y adjuntando la siguiente información:

#### Diagrama 3. Etiqueta modelo para los paquetes de residuos

CENTRO DE MEDICINA NUCLEAR		
TIPO DE RESIDUO	<i>SOLIDO</i>	<i>LIQUIDO</i>
RADIONUCLEIDO ASOCIADO	<u>I-131</u>	
ACTIVIDAD TOTAL		<u>10 KBq</u>
ACTIVIDAD ESPECIFICA	<u>1 KBq / Kg</u>	
FECHA	<u>ENERO 10 / 95</u>	
FECHA DE EXCENCION	<u>ABRIL 10 / 95</u>	
ORIGEN	<u>CUARTO TOMA DE MUESTRAS</u>	
ENCARGADO	<u>Pedro Pérez</u>	

### 11.4.4 Almacenamiento para decaimiento.

El objetivo de almacenar el residuo para su decaimiento es mantener el material bajo control hasta que alcance los niveles de exención es decir niveles por debajo de los cuáles pueden ser liberados; estos niveles deberán ser alcanzados en menos de un año para considerar posible el almacenamiento para decaimiento, sin necesidad de un tratamiento previo del residuo.

#### Tabla 4. Requerimientos básicos en el almacenamiento de residuos:

Los residuos radiactivos para decaimiento deberán separarse de material radiactivo en uso, y de residuos radiactivos que no son adecuados para almacenamiento.
Los residuos radiactivos deberán separarse de los no radiactivos, especialmente si son explosivos, inflamables y tóxicos.
El lugar de almacenamiento deberá ser localizado lejos del lugar de trabajo y de otras áreas que son regularmente ocupadas por pacientes o personal del centro.
El lugar de almacenamiento deberá localizarse en un lugar donde la transferencia de material de o hacia ese lugar sea fácil.
De ser necesario se debe dotar de un blindaje, con el fin de asegurar que las tasa de dosis en cualquier lugar accesible exterior no exceda los valores recomendados de 3/10 (1.0 mR/h).
El lugar de decaimiento deberá de ser lo suficientemente grande como para permitir el almacenamiento de manera adecuada; deberá ser posible identificar de manera visual los grupos de contenedores y paquetes con residuos que deben ser exceptuados a diferentes tiempos.
Las superficies (suelos, paredes y mesones) del lugar de almacenamiento deberán ser fáciles de descontaminar en caso de ser necesario, es decir su superficie no debe ser

absorbente, ni presentar hendiduras.
El lugar de almacenamiento deberá estar perfectamente identificado (con el símbolo de material radiactivo como mínimo), y deberá prohibirse el acceso a personal no autorizado.
En caso de almacenar cantidades significantes de H-3 I-125, I-131, C-14 el lugar deberá poseer un sistema de ventilación adecuado.
De ser necesario se debe proveer de un blindaje adicional a residuos que tienen en su superficie una alta tasa de dosis como en algunos casos los generadores de Tc-99.

En los casos en que el almacenamiento hasta alcanzar el nivel de exención requiere un tiempo mayor de 1 año, es conveniente pensar en la necesidad de un almacenamiento, que puede ser en el mismo lugar que residuos que requieren un tiempo menor, pero mejorando algunos aspectos de diseño y control administrativo de los mismos como los siguientes:

- ↗ Organización ordenada del almacenamiento (es decir gabinetes o estantes).
- ↗ Diseño que permita mantener una separación física entre los diferentes tipos de residuos.
- ↗ Mantener un estricto inventario de los residuos almacenados.

En el caso de que el almacenamiento sea por un tiempo mayor a un año, es necesario hacer énfasis en que la integridad de los recipientes de debe mantener; y en algunos casos es necesario realizar la inmovilización del residuo, o la transferencia del residuo líquido, de botellas plásticas a contenedores de acero. Es además necesario un monitoreo regular del lugar.

#### 11.4.5 Tiempo de Decaimiento

El tiempo de almacenamiento para decaimiento dependerá de lo siguiente:

- ↗ Niveles de exención fijados por el INGEOMINAS.
- ↗ Actividad inicial
- ↗ Periodo del radionucleído, en caso de ser varios se toma el mayor periodo.

Debido a que la actividad inicial de un radionucleído puede conocerse, es sencillo calcular cuando se alcanzará el nivel de exención; si este es tomado como la actividad inicial reducida en un factor de 1000, lo que es equivalente a decir que el tiempo transcurrido es de 10 periodos.

**Tabla 5. Tiempos de almacenamiento recomendados para varios radionucleídos.**

RADIONUCLEIDO	PERIODO	t (AÑOS)	t(DIAS)=10T
I - 125	60 DIAS	1.7	598
I - 131	8.04 DIAS	0.22	80
Tc- 99 m	6.02 HORAS	$6.9 * 10^{-3}$	2.5
Mo - 99	66 HORAS	0.07	28
P - 32	14.3 DIAS	0.39	143
Tl - 201	3 DIAS	0.08	30

Una vez alcanzado el nivel de exención es posible eliminar los residuos como residuos comunes; de ahí la importancia de anotar en los diferentes paquetes la fecha en que se alcanzará ese nivel, y deben almacenarse de forma tal que se tenga acceso en primera instancia a los paquetes que alcanzarán primero el nivel antes mencionado.

## **11.5 APLICACIONES INDUSTRIALES**

Comprende aplicaciones en:

- ↪ El empleo de fuentes selladas para realizar ensayos no destructivos y mediciones
- ↪ Radioesterilización de alimentos y otros productos
- ↪ Uso de trazadores para estudios de comportamiento

Los residuos radiactivos que se pueden generar con mayor frecuencia y riesgo radiológico son las fuentes selladas en desuso.

## **11.6 GESTION DE FUENTES SELLADAS EN DESUSO**

Para llevar a cabo la gestión de las fuentes selladas en desuso se han planteado tres alternativas, las cuales se presentan a continuación:

### **11.6.1 Devolución al Proveedor**

Esta opción consiste en devolver la fuente al proveedor tan pronto deje de usarla e informa de ello al órgano regulador (INGEOMINAS), el cuál analizará la situación y decidirá si se requiere aprobación y/o licencia para el transporte y la exportación con base en la legislación nacional. Esta opción es la recomendada por el INGEOMINAS, antes de decidir por otra alternativa viable.

### **11.6.2 Exención del control reglamentario después de un almacenamiento**

Un procedimiento simplificado puede ser mantener la fuente en desuso en un lugar adecuado para su decaimiento y bajo estrictas medidas de seguridad y vigilancia, hasta que alcancen un nivel de exención establecido. momento en que pueden gestionarse como si no fueran radiactivos. Este procedimiento lo puede llevar a cabo el usuario de la fuente o la entidad competente (INGEOMINAS), según convenga.

Los periodos de semidesintegración de las fuentes deben ser cortos para que el nivel de exención se alcance en un plazo razonable a lo sumo unos cuantos años, en lo que se refiere a fuentes selladas de radiación esta es una opción limitada, debido a los largos periodos de semidesintegración de estas.

### 11.6.3 Almacenamiento a corto plazo y posterior evacuación cerca de la superficie.

El procedimiento a seguir en este caso es el siguiente; el productor de desechos los transporta a la instalación donde van a ser tratados y almacenados para su posterior evacuación en un repositorio cerca de la superficie.

La opción más común en la mayoría de los casos es acondicionarlas de forma tal que presenten un riesgo radiológico mínimo, y posteriormente almacenarlas para su decaimiento.

**Tabla 6. Procedimiento para la gestión de una fuente sellada en desuso**

Como mencionamos anteriormente el INGEOMINAS recomienda que como primera medida el usuario de la fuente establezca contacto con el proveedor a fin de solicitar le sea recibida la fuente por este.
Si definitivamente al proveedor le es imposible recibir la fuente para gestionarla, el usuario debe solicitar al INGEOMINAS la gestión.
Con el fin de determinar el procedimiento a seguir con la fuente es necesario como primera medida tener toda la información de la misma, para lo cuál el INGEOMINAS solicita a los usuarios llenen una encuesta (la cual se anexa), en la que se recopila toda la información que permitirá cumplir con el objetivo propuesto.
Una vez la información de la encuesta llegue al INGEOMINAS, un funcionario analizará la misma, y se comunicará con la empresa interesada en la gestión, sobre los pasos a seguir para el traslado de la fuente a las instalaciones del INGEOMINAS; y el costo total del servicio.

## **12. VIGILANCIA RADIOLOGICA INDIVIDUAL**

Fís.Esp. Hernán Olaya D.

### **INTRODUCCION**

La vigilancia radiológica individual comprende todas aquellas actividades que tienen por objeto la evaluación de la dosis equivalente, la dosis equivalente comprometida o incorporación de radionúclidos en las personas ocupacionalmente expuestas.

Lo anterior implica algunas veces, la medición directa o indirecta de magnitudes tales como: concentración de sustancias radiactivas en aire, niveles de radiación y contaminación en zonas de trabajo, necesarias para la estimación de dosis equivalente, dosis equivalente comprometida (carga corporal de radionúclidos en las personas).

### **12.1 OBJETIVOS PRINCIPALES DE LA VIGILANCIA RADIOLOGICA INDIVIDUAL**

- ↪ Reducir las exposiciones individuales y colectivas al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.
- ↪ Dar la seguridad de no sobrepasar los límites autorizados.
- ↪ Detectar altos niveles de sobreexposición que puedan presentarse en caso de un accidente.

Lograr estos objetivos significa beneficios tales como:

- ↪ Control a corto y largo plazo sobre las exposiciones, permitiendo descubrir casos de sobreexposición, dando pautas para establecer si es necesario mejorar, la vigilancia radiológica, la educación y adiestramiento, o las medidas de protección de la instalación.
- ↪ Verificación permanente de la efectividad de las normas de supervisión, entrenamiento, instrucción e ingeniería de las instalaciones en cuanto a mejora o deterioro de la protección radiológica.
- ↪ Juzgar procedimientos mediante el análisis de exposiciones individuales, de grupos de trabajadores o de poblaciones.
- ↪ Proporciona datos indispensables en estudios epidemiológicos, de impacto radiológico de una práctica o para análisis de riesgo-beneficio y no en pocas ocasiones necesarios para fines médico- jurídicos.
- ↪ Da seguridad y confianza al empleado y al empleador, estimulando al trabajador a reducir las exposiciones personales, comprometiendo ambas partes con el objetivo de reducir las dosis colectivas del grupo de trabajo.

Razones por las cuales es importante que todo el personal ocupacionalmente expuesto tenga acceso a los reportes históricos de dosis y llevé un registro personal de las dosis recibidas en su actividad laboral.

La implantación de la Vigilancia Radiológica individual en una instalación, requiere determinar las dosis absorbidas por exposición a **radiación externa** en todo el cuerpo mediante dosímetros de película fotográfica, TLD o cámaras de ionización de bolsillo).

Para contaminación interna, es necesario la estimación de la dosis equivalente comprometida en el caso de incorporación de materiales radiactivos en órganos o tejidos, mediante monitores de radiación corporal total o parcial o por procedimientos indirectos como bioanálisis de secreciones nasales, muestras de orina, muestras fecales, etc. dependiendo el método a emplear de las propiedades físicas y químicas de los contaminantes.

En el monitoreo de la contaminación externa (cutánea o de la ropa), se utilizan monitores de contaminación ambiental y/o monitores de manos y calzado, ubicados en puntos estratégicas de la instalación.

El objeto de la vigilancia es impedir que el cuerpo reciba dosis por irradiación directa o por incorporación de material radiactivo y evitar que la contaminación se propague a otras áreas.

En la vigilancia de zonas de trabajo, se determina el nivel de radiación en las áreas de trabajo, concentración de material radiactivo en el aire y la contaminación de superficies de suelos, paredes y equipos.

## **12.2 PLANES DE VIGILANCIA RADIOLOGICA**

### **12.2.1 Tipo y amplitud de la vigilancia**

La elaboración de un plan de vigilancia radiológica individual exige tener en cuenta las condiciones de trabajo, la naturaleza del riesgo radiológico por radiación externa, contaminación externa o interna, tipo de radiación y toxicidad de los radionúclidos, como también la medida en que puedan ocurrir sobreexposiciones de los trabajadores en condiciones normales de operación.

Cuando se ha trabajado con fuentes abiertas, conviene evaluar el estado radiológico del trabajador al inicio y terminación de su empleo, con el propósito de tener información que permita dirimir situaciones médico legales.

En el caso de encontrar dosis acumuladas cercanas al límite anual, es recomendable una vigilancia complementaría.

### **12.2.2 Selección, ensayo, calibración y mantenimiento de instrumentos adecuados**

En general, esta actividad puede ser contratada con un servicio competente fuera de la instalación.

Los usuarios deben conocer el comportamiento y las limitaciones del equipo y tener presente que un sólo instrumento muy pocas veces sirve para todas las funciones de vigilancia necesarias, además, saber como varía la respuesta del instrumento respecto a la calidad y nivel de la radiación, conocer la sensibilidad angular del instrumento, la fiabilidad con que se mantiene la calibración del instrumento, los efectos de condiciones ambientales como temperatura, humedad, polvo, vapor, viento, luz, campos eléctricos y magnéticos o de las condiciones de empleo como: manejo rudo, fluctuaciones de tensión y frecuencia en la alimentación eléctrica.

La selección de un instrumento debe estar de acuerdo con las condiciones para los cuales esté destinado, teniendo en cuenta consideraciones de tipo económico y necesidad de mantenimiento.

### **12.3 RESPONSABILIDAD Y FUNCIONES**

La Autoridad Responsable del establecimiento debe garantizar que las operaciones bajo su control se desarrollen con la adecuada protección contra los efectos de las radiaciones ionizantes, para lo cual debe establecer un adecuado sistema de Vigilancia Radiológica Individual (V.R.I) y facilitar los medios y servicios que se requieran.

Cuando el plan de V.R.I entra en ejecución debe designar una persona técnicamente competente para asesorar la implantación del programa de vigilancia dentro del establecimiento y distribuir las funciones de acuerdo al nivel de compromiso de cada parte de la instalación. Además de encargarse de la supervisión local de sistema de vigilancia radiológica individual, debe formular propuestas y recomendaciones para evitar o reducir las exposiciones, detectar cambios en los procesos o procedimientos que puedan repercutir en el grado de protección radiológica necesaria y elaborar planes de vigilancia para situaciones anormales.

El asesor debe supervisar el funcionamiento del plan, informar a la Autoridad Responsable sobre las dosis recibidas por los individuos, asesorar sobre la forma de mejorar las medidas de protección y sobre las medidas a adoptar cuando se rebasan o es probable que se sobrepasen los límites autorizados.

Cada trabajador, después de recibir instrucción, es responsable del uso correcto de los dosímetros y de la observación de las medidas prescritas por la autoridad responsable.

#### **Papel del Trabajador Ocupacionalmente Expuesto**

Después de recibir instrucción adecuada, serán responsables del buen uso del dosímetro y demás dispositivos de vigilancia radiológica, aceptar toda información o capacitación en materia de protección radiológica y observar todas las reglas y procedimientos de las medidas prescritas para la instalación.

## **12.4 INTERPRETACION DE RESULTADOS**

Con el fin de simplificar el registro y manejo administrativo de la información obtenida en la vigilancia radiológica individual se recomienda utilizar los Niveles de Referencia:

### **12.4.1 Nivel de detectabilidad**

Es el nivel de dosis a partir del cual se puede cuantificar las dosis recibidas por un dosímetro sin que se confunda con lo acumulado por un dosímetro no expuesto.

### **12.4.2 Nivel de registro**

Valor por encima del cual es útil registrar y conservar los datos de dosis equivalente. Un valor menor o igual al nivel de registro se considera sin importancia para efectos de protección radiológica.

### **12.4.3 Nivel de investigación**

Valor por encima del cual es importante efectuar una investigación por parte de la entidad que realiza una práctica.

### **12.4.4 Nivel de intervención**

Depende de cada situación particular. Es conveniente tener un valor preestablecido y corresponde a valores por encima de los cuales una práctica no puede justificarse y por tanto, la acción debe dirigirse a restringir las exposiciones al nivel más bajo posible, evitando dosis superiores al límite de dosis anual, a restablecer el control de la situación y a recabar información para evaluar causas y consecuencias del evento.

## **12.5 MANTENIMIENTO DE REGISTROS Y COMUNICACION DE RESULTADOS DE DOSIS**

El sistema de registro de los resultados de la vigilancia radiológica individual de la radiación externa, contaminación interna y de la vigilancia de zonas, debe incluir las dosis recibidas anualmente y de toda la vida, tener un registro por separado de la dosis de radiación externa e interna, facilitar información suplementaria en caso de exposiciones importantes o no esperadas, indicar los casos en que se sobrepasen los límites admisibles de dosis, permitir el acceso a los datos cuando se precise con fines médicos, jurídicos o para estudios epidemiológicos.

Los registros referentes a la dosis de cada trabajador deberán conservarse durante su vida laboral y posteriormente, como mínimo hasta que alcance una edad de 75 años, y durante 30 años después de terminado el trabajo que implicaba la exposición ocupacional.

## 12.6 CUANDO ES NECESARIA LA VIGILANCIA RADIOLOGICA INDIVIDUAL?

La decisión sobre los grupos de trabajadores que requieren de vigilancia radiológica individual para radiación externa y/o interna, depende de muchos factores, algunos son de tipo técnico y otros relacionados con criterios de manejo interno de una instalación. Tres criterios técnicos que deben influir en esta decisión son:

- ↪ El nivel de dosis o de incorporación esperado en relación con los límites permisibles;
- ↪ Las variaciones probables en el nivel de dosis o de incorporación;
- ↪ La complejidad de los procedimientos de evaluación e interpretación que comprenda el programa de vigilancia.

El monitoreo de la radiación externa debe ser utilizado por todos los ocupacionalmente expuestos, a menos que éste claramente demostrado que las dosis son consistentemente bajas.

### Para visitantes:

Se consideran miembros del público y por tanto no requieren vigilancia radiológica individual. Se aconseja una dosimetría sencilla para radiación externa y verificación de la contaminación.

Para trabajadores temporales (contratistas, becarios y estudiantes):

Al menos deberán aplicarse las mismas normas vigentes para un trabajador permanente.

Los dosímetros personales son dispositivos que lleva siempre el personal ocupacionalmente expuesto mientras desarrolla actividades con fuentes o equipos emisores de radiación.

Conviene que un dosímetro personal satisfaga condiciones tales como, pérdida mínima de la dosis acumulada durante el período de medición en las condiciones de uso; no estorben al trabajador en la realización de sus actividades; sean fáciles de identificar para su correcta distribución y asignación de las dosis registradas.

## 12.7 TIPOS DE DOSIMETROS PERSONALES

Los sistemas de dosimetría al igual que todos los instrumentos y detectores, tienen características particulares de funcionamiento, que deben ser consideradas y conocidas para obtener resultados correctos en cualquier situación.

Los dosímetros comúnmente empleados son los siguientes:

Tanto **los dosímetros de película** como **los dosímetros termoluminiscentes** son considerados como de lectura retardada o diferida, debido a que es necesario acudir a un proceso de revelado o procesamiento para obtener la información de dosis de radiación recibida durante un período de tiempo.

Ambos dosímetros tienen la capacidad de registrar dosis de radiación lo suficientemente grandes como para cuantificar la cantidad de radiación recibida por un individuo en caso de un

incidente y/o accidente radiológico, de ahí que se tome por norma usarlo durante un período relativamente largo en comparación con la instrumentación convencional y electrónica detectora de radiación ionizante.

### 12.7.1 Dosímetro de película

Cuando la radiación interactúa con la materia, ya sea con material inerte o con los seres vivos, se producen cambios físicos, químicos y biológicos que pueden crear daños irreversibles.

Los mecanismos de interacción se traducen a través de fenómenos de ionización y excitación a nivel atómico y molecular.

El dosímetro de película consta de un portapelícula que está hecho de un material de baja densidad para que la radiación ionizante la atraviese fácilmente y la radiación luminosa no pueda interferir en el registro de dosis, una película fotográfica que es sensible a la radiación electromagnética de alta energía (fotones gamma y equis), la cual está hecha de una emulsión constituida por cristales microscópicos de haluros de plata: Bromuro de Plata (AgBr), Yoduro de Plata (AgI) y Azufre (S), soportados en una base de agua y glicerina, dispuestos en forma de película delgada sobre una lámina de celulosa, vidrio o papel.

- ↪ Procesamiento de la película. Se realiza el proceso de revelado mediante el cual los iones de plata  $Ag^+$  que constituyen la imagen latente son multiplicado en un factor de 10 y reducidos a plata elemental. Los granos que no han sido irradiados también se reducen pero con menor rapidez que los que han recibido radiación, luego se somete a un baño con pH alto: solución de ácido clorhídrico (HCl), después a un proceso de fijado donde se remueven los granos no revelados y hay mayor adhesión de los átomos de plata metálica a la base de celulosa y por último la película se lava y se seca en aire.
- ↪ Procesamiento e interpretación de los registros de dosis de radiación. Mediante un densitómetro de reflexión o de transmisión se mide el grado de ennegrecimiento (densidad óptica) producido por el revelado de la imagen latente.
- ↪ Finalmente el análisis de la película o el cálculo de dosis se hace en referencia a películas normalizadas o películas sometidas a un proceso de calibración

Tienen la ventaja de guardar permanentemente la información, permitiendo repetir la lectura cuantas veces se requiera sin sufrir cambios significativos de la información. Útiles para la medición de dosis absorbidas de fotones, electrones y neutrones térmicos. Su fuerte dependencia con la energía de los fotones puede compensarse con el uso de filtros metálicos.

### 12.7.2 Dosímetros termoluminiscentes (TLD)

Dependiendo de la sustancia fosforescente empleada son casi equivalentes a tejido. Un solo detector cubre un amplio rango de dosis y su respuesta es independiente de la tasa de dosis. Tienen poca sensibilidad a neutrones rápidos. Son sumamente pequeños y resistentes. Después de ser leídos la información desaparece, pero pueden ser utilizados repetidas veces.

Un cristal no irradiado normalmente es un aislador puro, por no encontrarse electrones en las bandas de conducción, ni en los niveles intermedios.

La presencia o interacción de la radiación con el cristal produce huecos en la banda de valencia y electrones  $\bar{e}$  en la banda de conducción, los cuales pueden desplazarse por el cristal, recombinarse emitiendo luz o quedar atrapados en las trampas adquiriendo estados **metaestables**.

Cuando el material termoluminiscente es calentado los electrones que permanecen atrapados en las trampas alcanzan la banda de conducción y decaen recombinándose con un hueco atrapado y emitiendo un fotón termoluminiscente (fosforescencia térmica estimulada).

### **Lectura del TLD**

El cristal se somete a un calentamiento progresivo o barrido de temperatura de la temperatura ambiente hasta una temperatura característica del fósforo, temperatura a la cual los electrones atrapados pasan a la banda de conducción y decaen recombinándose con los huecos de la banda de valencia, emitiendo fotones de luz, los cuales son registrados como intensidad luminosa.

Un transductor fotosensible (tubo fotomultiplicador) convierte la intensidad luminosa emitida en una magnitud eléctrica (tensión o corriente), la integra y la presenta al operador en forma analógica, gráfica y/o digital, en términos de dosis.

### **Ventajas y desventajas del TLD**

- ↪ Sensibilidad a la luz, humedad, a vapores químicos y a temperaturas cuando superan 55°C.
- ↪ El proceso de revelado y lectura, requiere una cuidadosa calibración, instrumentación adecuada, metrología precisa y personal calificado para su elaboración.
- ↪ El dosímetro personal termoluminiscente es independiente de la intensidad del campo de radiación hasta  $10^{11}$  R/s, por lo tanto son usados cerca de campos intensos generados por fuentes de elevada actividad.
- ↪ Linealidad de la respuesta en función de la dosis absorbida.
- ↪ La precisión para la medida de la radiación gamma en el rango de 0.1 a 1000 R es de  $\pm 10\%$ .
- ↪ El amplio rango de utilización, desde 10 mR hasta 10000 R.
- ↪ Se requiere de un equipo relativamente costoso para la lectura de los dosímetros.
- ↪ Pérdida de la información tras la lectura del dosímetro. Esta desventaja se recompensa con su reutilización.

### **12.7.3 Detectores de trazas revelables por ataque químico**

Vidrio, mica y plásticos; para neutrones.

## **12.8 PERIODO DE USO DEL DOSIMETRO**

A mayor riesgo menor período de uso. Desde el punto de vista económico y de organización del servicio, en el monitoreo rutinario es suficiente la evaluación mensual, que corresponde a la mayoría de las actividades.

En caso de accidentes, la evaluación y sustitución del dosímetro debe ser inmediata.

## **12.9 UBICACIÓN DEL DOSIMETRO DURANTE EL TRABAJO Y EL DESCANSO**

Cuando la exposición es relativamente uniforme en todo el cuerpo, el dosímetro debe colocarse en una posición representativa del cuerpo, normalmente la parte del tronco más expuesta a las radiaciones.

Cuando partes del cuerpo, generalmente las manos, están expuestas a tasas de dosis mucho mayores que el resto del cuerpo puede ser necesario el uso de dosímetros adicionales para las extremidades (dosímetros de pulsera o anillos).

En el caso de usar delantales protectores, es conveniente el uso de más de un dosímetro. En caso de utilizar uno, debe utilizarse por debajo del delantal.

## **12.10 RESPUESTA DE UN DOSIMETRO DE PELICULA AL TIPO Y ENERGIA DE LA RADIACION**

En principio la película responde a cualquier radiación ionizante con suficiente energía para producir iones en la emulsión.

Neutrones térmicos: Aprovechando reacciones nucleares por interacción de los neutrones con ciertos filtros metálicos (Cd). Se detectan los rayos gamma producidos por la interacción.

Una película fotográfica presenta una fuerte dependencia con la energía de los fotones de rayos gamma y X, y prácticamente nula con rayos beta.

El análisis de la película o cálculo de la dosis se hace con referencia a películas estándar o de calibración y a los datos experimentales de respuesta del film relativos al tipo y energía de la radiación incidente.

Para la calibración, se irradian películas con dosis de radiación en el rango deseado y para energías en el rango esperado en la rutina normal de trabajo.

## **13. DENSIMETROS NUCLEARES**

Fís. Esp. José Esaú Garavito Castellanos

### **INTRODUCCIÓN**

El uso de medidores de nucleares ha sido ampliamente extendido en diversas aplicaciones industriales (medidores de espesor de papel, control de llenado, medidores de humedad, medidores de densidad etc.)

El densímetro nuclear es un medidor nuclear que sirve para cuantificar la densidad y la humedad en control de compactación (carreteras, ferrocarriles, aeropuertos, represas de agua, estructuras de tierra, puentes y otras estructuras, etc.), en construcción de asfaltos (superficies de carreteras, parqueaderos, etc.), en control de humedad de suelos y en investigaciones geofísicas in situ.

El densímetro nuclear tiene dos fuentes radiactivas una es de Cs-137 el cual es un emisor de radiación gamma y sirve para cuantificar la densidad, y la otra es una fuente de Am-Be la cual es un emisor de neutrones por lo que sirve para cuantificar humedad. En este capítulo solo trataremos algunos aspectos generales de su funcionamiento, aspectos que tienen que ver con el conocimiento de las fuentes radiactivas que utiliza el densímetro y la protección radiológica asociada a este tipo de equipos.

El densímetro nuclear es un medidor nuclear móvil.

### **13.1 DETERMINACIÓN DE DENSIDAD MEDIANTE EL USO DEL DENSÍMETRO NUCLEAR**

El densímetro nuclear utiliza los fotones de radiación gamma emitidos por el Cs-137 para determinar la densidad de diversos tipos de materiales, con este equipo es posible determinar la densidad por transmisión o por retrodispersión.

#### **13.1.1 Medición de la densidad por transmisión**

Este método consiste en hacer pasar un haz de fotones a través de la masa de suelo medido, registrándose la atenuación sufrida por los mismos en un contador geiger muller, el cual esta conectado a un sistema electrónico que convierte la información recibida, en un valor de densidad a partir de las curvas de calibración que posee el micro procesador del equipo.

Para que el densímetro pueda determinar la densidad por transmisión es necesario preparar el terreno, en primer instancia hay que garantizar que el sitio es uniforme, posteriormente se hace un orificio en el terreno, por el cual debe descender el tubo guía con la fuente de Cs-137. En este caso la radiación atraviesa el suelo en sentido diagonal, de abajo hacia arriba, produciéndose una dispersión de fotones.

En este modo el densímetro, mide densidades de suelos y agregados a profundidades de 50 a 200 mm, y algunos modelos pueden llegar hasta 300 mm.

### 13.1.2 Medición de la densidad por retrodispersión (backscattering)

En el modo de retrodispersión se puede realizar ensayos no destructivos y se utiliza principalmente para la determinación de densidad en pavimentos asfálticos y concretos donde la perforación de un agujero no es factible. Para obtener mediciones correctas, la superficie de asfalto debe ser aplanada y si contiene huecos, estos deben ser rellenados utilizando arenilla colada # 20 ó # 30, esta arenilla solo debe utilizarse para rellenar las depresiones de la superficie.

En este modo el haz de fotones liberados desde la fuente de Cs-137, se ven forzados a penetrar el suelo y son desviados a una profundidad que varía de acuerdo a la densidad del material del medio, en este caso los fotones no tienen ninguna dirección preferencial, sin embargo los fotones que durante su rebote alcanzan a llegar al contador geiger muller, son los que utiliza el equipo para determinar la densidad del material. En este caso los fotones de radiación gamma atraviesan el suelo en sentido curvilíneo, produciéndose una dispersión de fotones.

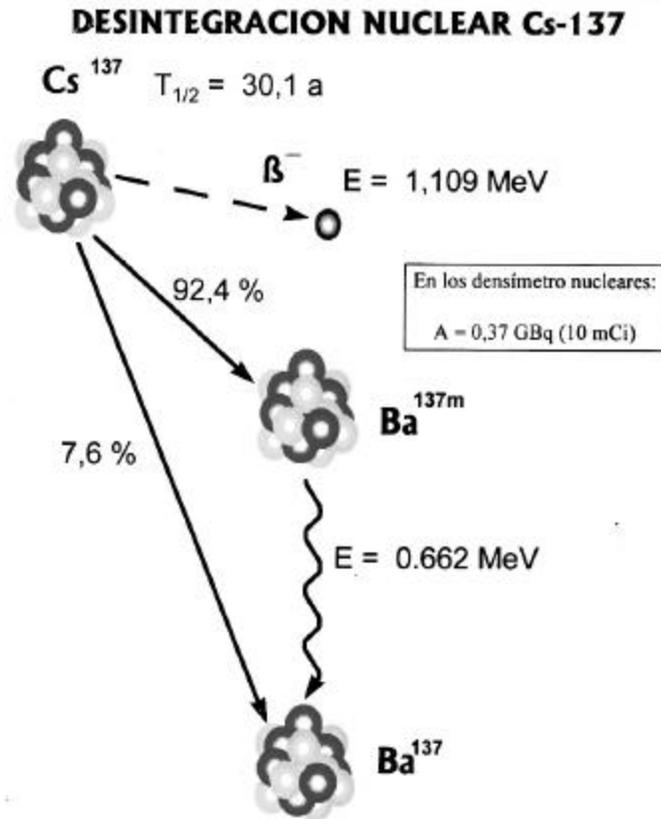
El densímetro nuclear tiene dos posiciones para medir la densidad, la posición BS (backscaterr) y la posición AC (concretos asfálticos).

- ↪ Posición BS (backscaterring): la fuente de Cs-137 se encuentra un poco elevada con respecto al nivel del suelo, lo cual permite colimar el haz de los fotones en la superficie del pavimento. De esta forma se obtiene una lectura a una mayor profundidad y se minimiza el error debido a la rugosidad de la superficie. Las lecturas de densidad pueden hacerse hasta profundidades de 71 mm, por lo cual esta configuración se usa en pavimentos con espesores mayores a 76 mm.
- ↪ Posición AC (concretos asfálticos): En esta configuración la fuente de Cs-137 se encuentra al mismo nivel del suelo. Con esta configuración se mide densidades en profundidades de hasta 51 mm, se usa en pavimentos con recubrimientos delgados.

### 13.1.3 Fuente radiactiva que usa el densímetro nuclear para la determinación de la densidad

Como se mencionó anteriormente el densímetro nuclear utiliza una fuente de Cs-137 para determinar la densidad.

Usualmente se dice que el Cs-137 es un emisor gamma, pero esto no es cierto, ya que el Cs-137 es un emisor beta menos el cual decae en Ba-137 metaestable, que a su vez emite un fotón de radiación gamma de 662 Kev. Un esquema del decaimiento del Cs-137 se puede ver en la siguiente figura.



A pesar de que el Cs-137 es un emisor beta menos puro, para cuestión de cálculos se le puede considerar como un emisor gamma ya que el periodo de semidesintegración del Ba-137 metaestable es de 2,552 minutos.

Otra característica importante del Cs-137 es que su periodo de semidesintegración es de 30.3 años y su constante específica gamma es:

Usualmente la fuente de Cs-137 que trae el densímetro nuclear tiene una actividad de 10 mCi (0.37 Gbq), eso quiere decir que si la fuente pierde totalmente su contención, esta generará una exposición de 3.2 mR/h (0.032 mSv/h) a un metro de distancia, 35.6 mR/h (0.35 mSv/h) a 30 cm de distancia y 3183.1 mR/h (31.8 mSv/h) a un centímetro de distancia, en caso que esto llegara a suceder se recomienda el uso de un monitor de radiación, y que la fuente sea recuperada con pinzas de 30 cm de longitud como mínimo y sea colocada en un contenedor, teniendo en cuenta que el espesor hemireductor para fotones de energía de 662 Kev para diferentes materiales es:

Tipo de material	Espesor hemireductor en centímetros
Uranio Empobrecido	0.30
Plomo	0.64
Acero	1.73
Hormigón	5.30

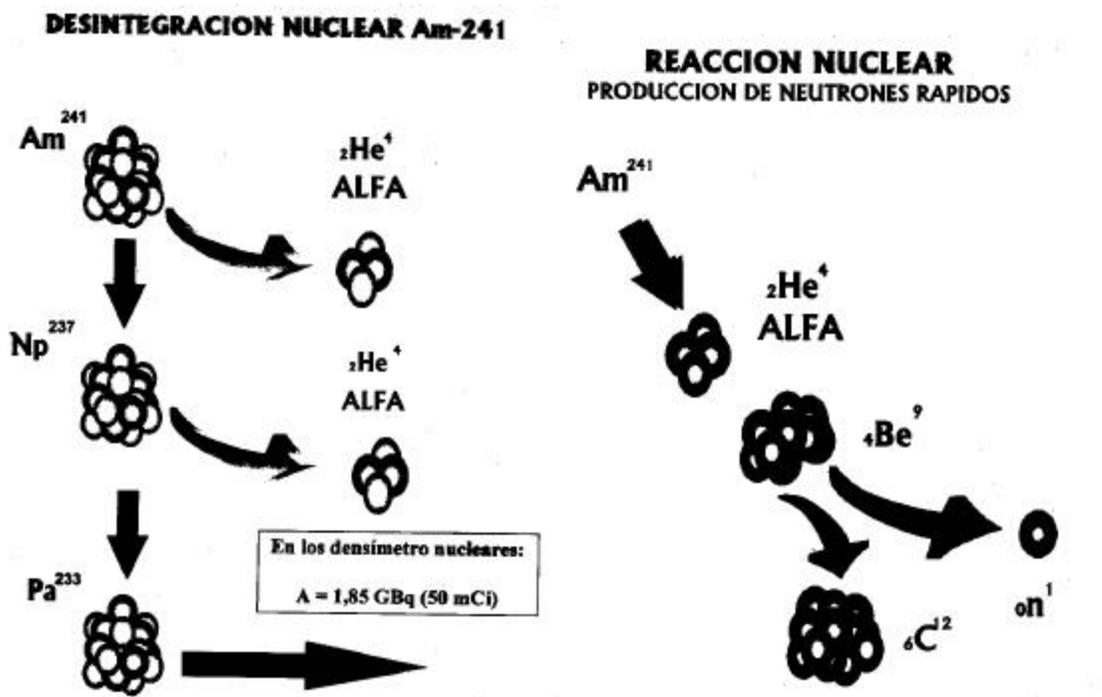
## 13.2 DETERMINACIÓN DE LA HUMEDAD MEDIANTE EL USO DEL DENSÍMETRO NUCLEAR

El densímetro nuclear utiliza los neutrones emitidos por la fuente de Am-Be para determinar la humedad de diversos tipos de materiales, con este equipo es posible determinar la humedad por la retrodispersión de los neutrones con las moléculas de agua que posee el medio.

En este caso los neutrones emitidos por la fuente de Am-Be son neutrones rápidos que al interactuar con los átomos de hidrogeno contenidos en las moléculas de agua son termalizados, y posteriormente son contados por el detector de neutrones del equipo, el cual esta conectado a un sistema electrónico que convierte la información recibida, en un valor de humedad a partir de las curvas de calibración que posee el micro procesador del equipo.

### 13.2.1 Fuente radiactiva que usa el densímetro nuclear para la determinación de la humedad

Como se mencionó anteriormente el densímetro nuclear utiliza una fuente de Am-Be para determinar la humedad, este tipo de fuente esta compuesta de una mezcla de Am-241 el cual es un emisor alfa, y Be-9 el cual es un elemento estable, de tal forma que cuando la partícula alfa emitida por el Am-241 impacta el núcleo del Be se producen neutrones que tienen una energía media de 4.5 Mev, los esquemas de decaimiento del Am-241 y la producción de neutrones de la mezcla Am-Be se puede observar en las siguientes gráficas.



Obviamente el período de semidesintegración de la mezcla Am-Be va a depender del período de semidesintegración del Am-241 y de la cantidad de Be que se encuentre en la

mezcla, su poniendo que en esta mezcla hay la suficiente cantidad Be, se puede decir que el período de semidesintegración para el Am-Be es de 458 años.

Cuando la fuente de Am-Be de un densímetro nuclear comienza a considerarse como una fuente en desuso, se convierte en un problema radiológico, a pesar de que su actividad es relativamente baja, ya que el Am-241 produce una cadena de desintegración de 12 elementos, que también son radiactivos, antes de llegar a ser un elemento estable, esto hace que el periodo de semidesintegración de esta cadena sea mayor a  $10^{19}$  años, este periodo de semidesintegración es lo suficientemente largo para mantenerlo en almacenamientos temporales, por lo cual lo más recomendable cuando se traen este tipo de fuentes al país, es que éstas ingresen con carta de compromiso para su devolución al país de origen, para que allí se encarguen de su gestión.

Usualmente las fuentes de Am-Be que vienen en los densímetros nucleares tienen una actividad de 40 mCi, la cual produce una tasa de dosis de 0.088 mrem/h a una distancia de un metro cuando ésta queda fuera de su blindaje, este tipo de situaciones es muy poco probable que ocurra en un densímetro nuclear ya que su diseño cumple con todas las pruebas para accidentes severos que pueden ocurrir durante su transporte.

### **13.2.2 Interacción de los neutrones con la materia**

Los neutrones, al carecer de carga eléctrica, no producen ionización directamente ni radiación de frenado. La interacción neutrónica, a diferencia de las partículas cargadas, se produce con el núcleo del medio absorbente y no con los electrones. Por tanto, el proceso predominante de interacción neutrónica, es la producción de reacciones nucleares, de dispersión y absorción.

La peligrosidad de los neutrones, se debe a que tanto en los procesos de absorción como de dispersión, se originan partículas cargadas y fotones, que pueden producir ionización, y por ello los neutrones se clasifican entre las radiaciones indirectamente ionizantes.

Cuando un núcleo estable absorbe un neutrón, puede transformarse en un núcleo radiactivo, y en su desintegración puede emitir partículas alfa, beta o fotones. Incluso en el caso en que la absorción conduzca a un núcleo estable, se produce siempre fotones de captura rápida, propios de las reacciones nucleares.

Los procesos de dispersión pueden conducir también a la producción de partículas de alto poder de ionización; tal como ocurre cuando los neutrones rápidos interactúan con materiales ricos en hidrogeno como el agua. En esas condiciones, al chocar los neutrones con los átomos de hidrogeno presentes en las moléculas de agua, éstos resultan expulsados al romperse el enlace químico, y emergen en forma de protones con una fracción importante de energías del neutrón. Estos protones de retroceso son partículas capaces de producir una alta densidad de ionización a lo largo de su trayectoria.

Como el cuerpo humano contiene en muchos de sus tejidos una gran cantidad de agua, la absorción de neutrones rápidos genera protones de retroceso, lo que explica la peligrosidad de estas partículas desde el punto de vista de la protección radiológica.

La construcción de blindajes de neutrones resulta más complicada que en los casos de partículas cargadas, debido a las peculiaridades de su interacción, ya que no pierden su energía gradualmente como las partículas cargadas, si no en una única colisión, lo cual conduce a una atenuación exponencial. La dificultad apuntada se debe sobre todo a las fuertes variaciones que presenta su captura con la energía en los diversos tipos de núcleos,

lo cual explica que un absorbente adecuado para neutrones térmicos no sea útil para neutros rápidos y recíprocamente.

El método general de construcción de blindajes para haces de neutrones, muchas veces formados por mezclas de neutrones rápidos y térmicos, es aplicar el principio conservador de suponerlos todos rápidos y usar un blindaje, que consta de por una parte de una capa de un elemento altamente hidrogenado (agua o parafina) de un espesor adecuado para que la fracción de neutrones rápidos sean moderados a térmicos, seguida de una capa de un elemento de alta sección eficaz de captura de neutrones térmicos, normalmente boro o cadmio, y finalmente, una tercera capa de plomo de espesor conveniente para atenuar el flujo de radiación gamma de captura.

## 14. MEDIDORES NUCLEARES

Fís. Esp. Gerardo Torres P

### INTRODUCCIÓN

Los métodos de producción modernos, sobre todo los automáticos, deben someterse a una constante vigilancia para comprobar la calidad de los productos y controlar el proceso de producción. Este tipo de vigilancia se realiza a menudo con dispositivos de control de calidad que utilizan las propiedades características de las radiaciones ionizantes, conocidos con el nombre de medidores nucleares. Estos dispositivos no necesitan estar en contacto con el material que se examina y, por tanto, pueden utilizarse para controlar procesos de alta velocidad, materiales con temperaturas extremas o propiedades químicas nocivas, materiales susceptibles de dañarse por contacto y productos envasados.

### 14.1 TIPOS DE MEDIDORES

Por lo general, los medidores instalados funcionan automáticamente y son de tipo fijo o de barrido ( con movimientos de avance y retroceso). Los medidores portátiles están diseñados para que puedan utilizarse en distintos lugares.

Todos los medidores instalados y portátiles están compuestos por un recipiente de la fuente desde donde se emite la radiación y al menos por un detector, que o mide la tasa de dosis después de que la radiación ha interactuado con el material o determina el tipo y la energía de la radiación que le ha llegado. Los medidores pueden clasificarse según el proceso que experimenta la radiación antes de llegar al detector en :

- ↳ Medidores de transmisión
- ↳ Medidores de retrodispersión
- ↳ Medidores de reactivos

#### 14.1.1 Medidores de transmisión

El recipiente de la fuente y el detector están situados en lados opuestos del material. La radiación se atenúa al desplazarse a través del material y el detector mide una tasa de dosis.

Si la geometría es constante decir, si la radiación pasa a través de un espesor constante del material o de una tubería o vasija, el detector medirá los cambios de densidad del material en que haya penetrado la radiación. Si la radiación tiene que atravesar un material más denso, su grado de atenuación aumentará y la tasa de recuento se reducirá.

Si la densidad del material es constante, el detector medirá los cambios geométricos que se produzcan, como por ejemplo, en el espesor del material que pase entre la fuente y el detector. El grado de atenuación aumentará con el espesor, por ejemplo, para controlar la producción del metal laminado.

**tabla 1: aparecen las fuentes radiactivas empleadas en medidores de transmisión.**

Fuente de radiación	Aplicaciones típicas de medidores de transmisión
Prometio 147 (beta)	Densidad de papel
Talio 204 (beta)	Espesor de papel, el caucho y los productos textiles
Kriptón 85 (beta)	Espesor de cartón
Estroncio 90 (beta)	Contenido de tabaco en cigarrillos y paquetes
Americio 241 (gamma)	Acero de hasta 20 mm; nivel de líquidos en envases
Cesio 137 (gamma)	Acero de 100 mm; contenido de tuberías/tanques
Cobalto 60 (gamma)	Contenido en hornos de coque, ladrillos, etc.

Las actividades de las fuentes beta suelen variar entre 40 MBq y 40 GBq, mientras que las gamma tienen por lo general entre 0,4 y 40 GBq

#### 14.1.2 Medidores de retrodispersión

El detector y el recipiente de la fuente se instalan del mismo lado con respecto al material la radiación se penetra en el material e interactúa con los átomos y moléculas del material. La interacción será mayor en los materiales más gruesos o densos. El detector mide las radiaciones secundarias que se retrodispersan a partir de la interacción. En este caso también si hay una geometría constante el medidor indicará la densidad del material y si la densidad es constante, indicará el espesor del material.

Si se utiliza la radiación neutrónica, el valor de la retrodispersión puede indicar la cantidad de átomos de hidrógeno presentes en el material. En este principio se basan, por ejemplo, los medidores de humedad en la producción de papel, los medidores de carreteras que determinan las características de las superficies asfaltadas, y los medidores de porosidad que determinan el contenido de agua o hidrocarburos de las rocas del subsuelo.

Las actividades de las fuentes beta suelen oscilar entre 40 y 200 MBq, mientras que las fuentes gamma pueden contener hasta 100 GBq.

**tabla 2: Aparecen las fuentes empleadas en medidores de retrodispersión**

Fuente de radiación	Aplicaciones típicas del medidor de retrodispersión
Prometio 147 (beta)	Espesor del papel; revestimiento del metal delgado
Talio 204 (beta)	Espesor del caucho delgado y los productos textiles
Estroncio 90 (beta)	Espesor del plástico, caucho, vidrio y de aleaciones delgadas y ligeras
Americio 241 (gamma)	Vidrio de hasta 10 mm y plástico de hasta 30 mm
Cesio 137 (gamma)	Vidrio de más de 20 mm; densidades de roca/carbón
Americio 241/Berilio (neutrones)	Detección de hidrocarburos en rocas

**14.1.3 Medidores reactivos.**

Cierto rayos gamma y rayos X de baja energía pueden ionizar átomos específicos y hacer que emitan rayo X con una energía característica. La medición con el detector de los rayos X característicos no solo indica la presencia de los átomos específicos, sino también su cantidad en el material. En este principio se basan los medidores que analizan los elementos constitutivos de materiales como minerales y aleaciones, así como los medidores que miden el espesor de las capas de los sustratos de materiales distintos.

Se pueden utilizar generadores de neutrones de alta energía accionados con electricidad para transformar sustancias no radiactivas en radiactivas. Los radionucleidos que se forman emiten rayos gamma característicos que pueden identificarse por su energía. Estos medidores o instrumentos de referencia se utilizan en la prospección de petróleo.

**Tabla No 3 fuentes más empleadas en medidores reactivos**

Fuente de radiación	Aplicación del medidor reactivo
Hierro 55 (gamma)	Análisis elementos de poca masa Plástico de 0-25 $\mu\text{m}$ sobre aluminio
Americio 241 /gamma <sup>9</sup>	Análisis elementos de masa mediana Zinc de 0-100 $\mu\text{m}$
Cadmio 109 (gamma)	Análisis elementos de gran masa
Generadores de neutrones	Análisis de hidrocarburos en rocas

Las actividades de las fuentes utilizadas varían entre unos 200 MBq y 40GBq.

## **14.2 EQUIPO UTILIZADO PARA LA MEDICIÓN**

Las fuentes cerradas que se emplean en los medidores a menudo se hallan en Forma Especial, sobre todo los emisores gamma. La fuente debe estar bloqueada en su recipiente, en muchos casos, un contenedor sellado y blindado.

Los recipientes de fuentes gamma suelen tener blindaje de plomo para colimar la radiación en un haz primario y dirigirlo al material hacia el detector.

Se deberá instalar un obturador para que la fuente de radiación esté completamente blindada mientras no se utilice. Es preciso colocar y mantener una señal que indique claramente si el obturador está abierto o cerrado.

En la superficie exterior del recipiente de la fuente deberá colocarse una etiqueta con los datos de la fuente instalada, incluido el nombre del radionucleido, su actividad en una fecha determinada y su número de serie.

En el recipiente del medidor y en los dispositivos protectores deberán colocarse avisos adecuados que marquen los límites de la zona controlada.

## **14.3 PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN MATERIA DE MEDIDORES**

El principal aspecto que hay que tener en cuenta en relación con los medidores, sobre todo los que contienen emisores beta, es impedir el acceso a las tasas de dosis muy altas que se encuentran normalmente en el haz primario, cerca de la superficie exterior del medidor. Esto puede lograrse preparando el material que vaya a medirse con el blindaje necesario e instalando obturadores automáticos que se cierran cuando no haya ningún material.

Puede ser necesario establecer zonas controladas a ambos lados del material de los medidores tanto de transmisión como de retrodispersión.

Se fijará en el lugar apropiado el blindaje que haya sido necesario añadir a un medidor para reducir la intensidad de la radiación después de que haya pasado a través del detector, el material de blindaje dependerá del tipo y la energía de la radiación que vaya a atenuar.

Se requiere un dosímetro adecuado tanto para fines de vigilancia como para comprobar que los niveles de radiación sean satisfactorios.

### **14.3.1 Medidores portátiles**

Los medidores portátiles deben transportarse de conformidad con los reglamentos de transporte. En caso de que el recipiente del medidor no cumpla estos requisitos, el medidor deberá colocarse en un contenedor apropiado. En general, los contenedores del tipo A resultan adecuados para los medidores que contienen actividades relativamente bajas, pero

si la actividad excede los límites especificados en el reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos, entonces se deberá utilizar un contenedor tipo B.

Además de la documentación apropiada que deberá acompañarle, el embalaje deberá llevar rótulos con inscripciones que indiquen si las respectivas tasas de dosis corresponden a la categoría I, II o III.

En los rótulos se deberá indicar el nombre del radionucleido y la actividad contenida. Los rótulos de las categorías II y III deberán marcarse con el índice de transporte.

### **14.3.2 Mantenimiento de los medidores**

Los medidores suelen instalarse en plantas industriales y exponerse a la intemperie y a otras condiciones que pueden deteriorar considerablemente las marcas hechas en el contenedor e, incluso, el mecanismo del obturador. Por lo tanto es importante dar mantenimiento periódico a las piezas móviles y renovar lo que sea necesario.

Los medidores portátiles también pueden deteriorarse fácilmente cuando se utilizan en el terreno, como los medidores de carreteras y de análisis de minerales. La limpieza diaria y el mantenimiento preventivo periódico son elementos fundamentales. Antes de efectuar estas operaciones deberá utilizarse un intensímetro para confirmar que el obturador esté cerrado.

Es probable que la fuente funcione de manera fiable varios años. Se deberán realizar pruebas de fuga en los intervalos que exija la autoridad reguladora o en los que recomiende el fabricante y después de cualquier incidente en que la fuente pueda haberse dañado. Las fuentes instaladas con carácter permanente por lo general no están sometidas a condiciones tan duras pero, aun así, deberán comprobarse al menos cada dos años.

### **14.3.3 Almacenamiento y contabilidad**

Los medidores que estén en espera de ser instalados, así como los medidores portátiles y las fuentes intercambiables, pueden estar provistos únicamente de blindaje para ser transportadas por breves períodos y más tarde definitivamente. Nadie deberá permanecer en su cercanía ni manipularlos más tiempo del necesario. Se deberá proveer un depósito especial reservado para esos fines para conservar los medidores y sus fuentes cuando no estén en uso. Este depósito no deberá contener otros materiales peligrosos como productos químicos o gases comprimidos y deberá ser seco y, de ser necesario, ventilado. Se deberán colocar avisos de advertencia en lugares visibles

El depósito deberá mantenerse cerrado para impedir el acceso de personas no autorizadas a las zonas de tasa de dosis más alta en el interior del local, o el contacto con un medidor o sus fuentes. La llave deberá mantenerse en un lugar seguro.

Deberá mantenerse un registro que indique dónde se halla cada fuente y se realizará una comprobación semanal de los medidores y fuentes portátiles para cerciorarse de que estén almacenados en condiciones de seguridad.

#### 14.3.4 Medidas en caso de emergencia

Es importante poder precisar los problemas que puede presentar un medidor nuclear y estar preparado para enfrentarlos. Un análisis minucioso del equipo y del uso que se le ha de dar permitirá prever las situaciones anormales que podrían presentarse. Es preciso elaborar planes para situaciones no usuales que puedan aplicarse con rapidez y eficacia para recuperar el control en caso de que surja un problema. Por ejemplo, en los planes se podrían definir medidas inmediatas para hacer frente a las siguientes situaciones:

- ↪ Pérdida o robo de un medidor o una fuente
- ↪ Daño físico del recipiente de una fuente
- ↪ Fuga de sustancias radiactivas de una fuente sellada
- ↪ Descubrimiento de tasas de dosis inaceptablemente altas después de que haya fallado un obturador o una señal de alarma
- ↪ Exposición de una persona a causa de un fallo del equipo o error de procedimiento.

## 15. GAMMAGRAFIA INDUSTRIAL

Ing. Esp. Fernando Mosos

### 15.1 RADIOGRAFÍA

Un defecto de la soldadura entre dos secciones de una tubería o algún otro defecto en un componente fundido o de metal podría tener consecuencias catastróficas iniciarse la utilización de esa tubería u objeto. La radiografía pone de manifiesto esas imperfecciones utilizando las propiedades únicas características de las radiaciones ionizantes para penetrar esos componentes importantes sin dañarlos. El radiógrafo produce una radiografía, que es un registro fotográfico permanente del ensayo no destructivo (END). El procedimiento se llama también ensayo de garantía de calidad (GO).

### 15.2 RADIACIONES UTILIZADAS PARA RADIOGRAFÍA

La gammagrafía utiliza radiaciones gamma. El equipo necesario es muy fácil de trasladar y resulta ideal para faenas de construcción a veces remotas y en condición de trabajo a menudo difíciles.

El iridio 192 es ideal para radiografía, pero pueden utilizarse otros radionucleid según las características del material de que esté formado el objeto.

<b>Energías gamma Radionucleido</b>	<b>(MeV)</b>	<b>Espesor óptimo del acero (mm)</b>
Cobalto 60	Altas (1,17 y 1.33)	50-150
Cesio 137	Altas (0,662)	50-100
Iridio 192	Medias(0,2-1,4)	10-70
Iterbio 169	Bajas (0,008-0,31)	2,5-15
Tulio 170	Bajas 0,08	2,5-12.5

La radiación debe tener suficiente energía para penetrar directamente a través d objeto, pero con una atenuación suficientemente reducida al pasar a través de u fisura. El aumento de la transmisión a través de la fisura debe producir una imagen más oscura en la película revelada. La actividad de la fuente determina la cantidad radiación disponible. Demasiada actividad pone un velo a la fotografía oscureciéndola en toda su extensión y reduciendo la probabilidad de descubrir fisura. También exige precauciones de seguridad en una zona más amplia. Una fuente de actividad baja requerirá más tiempo de exposición para permitir que una radiación suficiente llegue a la película para crear la imagen. Las exposiciones más prolongadas alargan la duración del trabajo y exigen que las precauciones de seguridad se mantengan por períodos más largos.

### 15.3 EQUIPO UTILIZADO PARA RADIOGRAFÍA

Las fuentes radiográficas selladas son cápsulas de acero inoxidable de forma especial que contienen una actividad alta. Emiten constantemente rayos gamma por lo que su transporte y traslado ha de efectuarse en contenedores especiales portátiles. Esos contenedores para exposición (en algunos países se les llama también cámaras) rodean totalmente la fuente con un blindaje, tal como plomo o, más eficazmente, uranio. Se fabrican muchos tipos de contenedores, pero no todos son utilizados o accesibles internacionalmente. Todos funcionan generalmente exponiendo las radiaciones útiles de una de las siguientes formas:

- ↪ Retiro de una parte del blindaje;
- ↪ Desplazamiento de la fuente a un canal deliberadamente estrecho del blindaje, pero permaneciendo dentro del contenedor; o
- ↪ Retiro completo de la fuente del contenedor.

A estos dos primeros tipos suele llamárseles contenedores de obturador o de haces. Estos contenedores coliman la radiación liberada, definiendo y limitando el tamaño de los haces que emergen.

Los mecanismos del obturador a veces son automáticos y a veces manuales. En este último caso es importante que el radiógrafo permanezca detrás del contenedor utilizando el blindaje de éste para reducir al mínimo a dosis de radiación que tiene probabilidad de recibir.

Se producen situaciones en que la radiografía de haces con empleo de contenedores de obturador no es posible. Esto puede deberse a que el contenedor no quepa en el espacio disponible o a que a superficie de la película que ha de exponerse exceda el tamaño del haz.. Los fabricantes proporcionarán herramientas largas especiales diseñadas para retirar la fuente del contenedor. En esos casos, la fuente puede instalarse en un colimador adecuado o utilizarse para realizar radiografía panorámica. En este último caso no hay restricciones en cuanto a la dirección de los haces. El radiógrafo recibe generalmente dosis más altas al realizar esta clase de trabajo. Se necesitan procedimientos estrictos para garantizar que la longitud de la herramienta, por ejemplo un metro, sea mantenida entre el radiógrafo y la fuente. El contacto con una fuente de actividad alta durante unos pocos segundos podría provocar una lesión del tejido no visible durante varias semanas.

### 15.4 CONTENEDORES DE PROYECCION

La fuente para el contenedor de proyección va acoplada en el extremo de un cable flexible llamado cable portafuente. El extremo no activo del cable portafuente sobresale en parte del contenedor y se halla sujeto por un anillo fijador que mantiene la fuente en el centro del blindaje. El tubo en "S" que atraviesa el blindaje no permite a la radiación un camino corto y recto hacia el exterior. Un tapón de tránsito cierra el orificio de salida y evita que las partículas dañen el tubo en S. Entre los componentes auxiliares del contenedor se comprenden el cable de control y la manivela, el tubo guía y la extensión del tubo guía (que no siempre es necesaria). Diversos colimadores se ajustan al extremo del tubo guía.

Para utilizar el contenedor la ventana se coloca cerca del objeto, el cable telemando se conecta al cable portafuente y la manguera del cable telemando y el tubo guía se conectan al contenedor. Para afianzar la manguera del cable en el contenedor se requiere rotar el anillo fijador que libera el cable portafuente. Al hacer girar la manivela, ésta arrastra el cable, haciendo que el cable portafuente asome de] contenedor y se desplace a lo largo del tubo guía hasta que la fuente alcance la ventana. El tubo guía y el colimador deben sujetarse firmemente con una cinta o mantenerse con un soporte estable para evitar todo movimiento mientras la fuente entre en a ventana. Haciéndose girar la manivela en sentido inverso, la fuente se retrae.

## 15.5 POSIBLES PROBLEMAS DE LOS CONTENEDORES

Es de importancia decisiva realizar un mantenimiento regular de todos os contenedores radiográficos y del equipo auxiliar de acuerdo con las Instrucciones del fabricante. Es útil mantener un registro de las comprobaciones y ensayos de mantenimiento que hayan sido necesarios y dejar constancia de que se hayan realizado con los intervalos apropiados. Los componentes accionados mecánica y automáticamente son los más vulnerables y pueden ser decisivos si su fallo tiene probabilidad de dejar la fuente fuera del blindaje. La experiencia del radiógrafo y los manuales técnicos para los operadores proporcionados con el equipo deben permitir el descubrimiento de los posibles fallos de funcionamiento y la elección de sus remedios. Por ejemplo, aunque los contenedores de proyección han demostrado ser muy fiables y han ayudado a reducir las dosis recibidas por los radiógrafos, pueden presentarse varios problemas:

El extremo del cable puede pasar de largo a través de la manivela debido a un fallo del cable o a no haberse afianzado el tubo guía o la ventana.

- ↪ Es posible que se haga difícil o imposible girar la manivela debido a que ésta se haya ensuciado con partículas provenientes del cable o el contenedor.
- ↪ Si el cable portafuente se retuerce, puede suceder que se debilite y se rompa.
- ↪ La conexión cable - portafuente puede no ajustar debido a daños, desgaste o suciedad por partículas.
- ↪ La manguera del cable telemando puede desconectarse del contenedor debido a un fallo o a una manipulación brusca.
- ↪ Es posible que la manguera del cable se haya aplastado, bloqueando el cable.
- ↪ El tubo guía puede estar aplastado o los conectores del tubo guía pueden resultar aplanados, atrapando la fuente o el cable portafuente.

El reconocimiento de la posibilidad de estos fallos puede ayudar a evitar que se produzcan. Es conveniente examinar regularmente el equipo y en caso de necesidad encomendar su reparación a un técnico competente o debe sustituirse el componente dañado antes devolver a usar el equipo.

## 15.6 REQUISITOS DE LOS CONTENEDORES PARA EXPOSICIONES

El equipo radiográfico que tiene un rótulo en que se deja constancia de que se ajusta a las especificaciones ISO 3999 -Aparatos para gammagrafía (ISO/TC 85.SC 2 N 78)- ha sido fabricado de acuerdo con el estándar más elevado posible y existen meijos probabilidades de que causo problemas. Para tener la seguridad de que el contenedor sigue ajustándose a ese estándar debe mantenerse limpio de manera que el símbolo de advertencia del trébol y la palabra ·radiactivo· sigan legibles. El cierre que bloquea la fuente debe mantenerse. La actividad de cualquier fuente nueva que se instale no debe exceder el valor límite especificado en el contenedor: por ejemplo, 4 TBq de iridio 192. El cumplimiento de lo anterior garantiza que no se excedan los siguientes límites de tasa de dosis (para un contenedor portátil clase P):

- ↪ 2000 $\mu$ Sv/h (200mR/h) en cualquier superficie de; contenedor.
- ↪ 500 $\mu$ Sv/h (50mR/h) a 50mm de cualquier superficie extema del contenedor.
- ↪ 20 $\mu$ Sv/h (2mR/h) a 1 m de cualquier superficie extema del contenedor.

Los datos de la fuente instalada, incluidos el nombre del radionucleido, su actividad eil una fecha específica y su número de serie deben indicarse en una etiqueta en la parte exterior del contenedor, los contenedores que se ajustan a las ISO 3999""también se usan a menudo como contenedores de transporte. La mayoría de ellos se han ensayado y certificado conforme a la norma del contenedor de tipo B que ha de resistir fuerzas de impacto grave, fuerzas de aplastamiento, inmersión en líquido y tensión térmica sin pérdida de los contenidos radiactivos ni pérdida significativa del blinda e. Para su transporte estos contenedores solo necesitan una documentación apropiada y etiquetas que indiquen las tasas de dosis correspondientes a la categoría II o categoría III. Generalmente también es necesario que los vehículos utilizados exhiban los correspondientes rótulos.

### Tasas de dosis máximas permitidas

Categoría del contenedor de transporte indicada en la etiqueta	$\mu$ Sv/h( $\mu$ Gy/h)	
	En la superficie del contenedor	A 1 m de a superficie del contenedor
II	500 (500)	10 (10)
III	2000(2000)	100 (100)

Las etiquetas de los contenedores deben marcarse con el nombre del radionucleido, la actividad contenida (por ejemplo 400 GBq) y el índice de transporte. El índice de transporte es la tasa de dosis máxima a 1m de la superficie del contenedor medida en  $\mu$ Sh/h dividida por 10.

## 15.7 PRUEBA DE FUGAS PARA FUENTES RADIOGRÁFICAS

Las pruebas de fugas deben realizarse de acuerdo con los intervalos requeridos por el órgano reglamentador o recomendados por el fabricante de la fuente o después de cualquier incidente en que la fuente pueda haber sido dañada. Estas pruebas pueden realizarse simplemente frotando con un material absorbente cualquier superficie que haya estado en contacto con la fuente, tal como el interior del tubo en S o el tubo guía y comprobando si hay alguna sustancia radiactiva en el paño. Para una comprobación mejor se requiere un tubo guía rígido corto como una embocadura que se ajuste directamente al contenedor. En el tubo corto se coloca un trozo de papel o tela absorbente y se hace asomar la fuente como si fuera a tomarse una radiografía, de manera que esta fuente presione suavemente en el material absorbente. Los materiales absorbentes solo deben manipularse empleando pinzas o tenazas. Se necesitan detectores de radiaciones sensibles para medir con exactitud la cantidad de sustancia radiactiva en el material absorbente, pero una contaminación importante producirá una tasa de dosis. Por ejemplo: una contaminación considerable que exceda los 600 kBq de cesio 137 o una cantidad muy inferior de iridio 192 y cobalto 60 producirá tasas de dosis medibles de por lo menos  $5 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$  a 10cm de distancia. La magnitud de una fuga aceptable es muy inferior.

## 15.8 ALMACENAMIENTO DEL EQUIPO

Los contenedores para exposición solo tienen un blindaje suficiente para permitir que se les lleve durante breve tiempo y para ser transportados. Nadie debe estar cerca de dichos contenedores por más tiempo del necesario. Cuando una fuente se utiliza regularmente en un emplazamiento, debe reservarse un depósito especial para guardar el contenedor mientras no se le utiliza, Se necesita la cooperación de la dirección de la obra para que el depósito pueda aislarse y especialmente para que se le sitúe lejos de otros materiales peligrosos, tales como explosivos y sustancias corrosivas. El depósito debe exhibir letreros de advertencia y estar seco en su interior. Las tasas de dosis accesibles fuera del depósito deben ser tan bajas como sea razonablemente posible, menos de  $7.5\mu\text{Sv}/\text{h}$  o de preferencia menos de  $2.5\mu\text{Sv}/\text{h}$ .

En la puerta debe haber un cerrojo para evitar la entrada de personas no autorizadas a la zona de tasas de dosis más altas o impedir que alguien toque el contenedor. La llave debe guardarse en lugar seguro.

Debe mantenerse un registro en que se indique en todo momento el lugar en que se encuentra la fuente. Los días en que la fuente y el contenedor no se utilicen debe realizarse un control para ver si siguen almacenados en forma segura.

## 15.9 PROCEDIMIENTOS DE RADIOGRAFÍA

Cuando una fuente radiográfica está sin blindar produce tasas de dosis superiores a 7,5 en una zona muy amplia. Es posible calcular el tamaño máximo de la zona si se conocen el radionuclido y su actividad. En general esas zonas deben designarse como

áreas controladas" y el acceso a ellas debe prohibirse a toda persona, con excepción del radiógrafo y los ayudantes autorizados. A veces, en una obra de construcción el área controlada se extiende por debajo y por arriba del nivel en que está situado el equipo radiográfico.

La radiografía de haces da lugar a áreas controladas más pequeñas, especialmente si los haces se dirigen hacia abajo, en dirección al suelo. Otra forma de reducir el tamaño del área controlada consiste en colocar blindajes locales en torno a los objetos radiografiados para atenuar aún más el haz cuando haya pasado a través de la película fotográfica. Esos detentores de haces pueden fabricarse de plomo o cualquier metal pesado de ese tipo,

Deben colocarse suficientes barreras y suficientes letreros de advertencia para marcar las fronteras de todas las áreas controladas. Los letreros de advertencia deben escribirse en el idioma del país de manera que cualquier persona de la vecindad comprenda lo que está sucediendo y por qué no está autorizada a traspasar las barreras. En todo caso, debe velarse por que haya suficientes ayudantes circulando fuera de las barreras para detener a las personas que quieran cruzarlas.

El radiógrafo debe emitir una señal sonora de advertencia antes de la exposición, tal como un silbido, para advertir a los ayudantes y a otras personas cuando esté a punto de exponer la fuente. Una luz, un letrero grande o alguna otra advertencia adecuada de la exposición debe colocarse lo más cerca posible de la posición de la fuente expuesta como advertencia adicional para cualquiera que haya dejado atrás a los ayudantes y las barreras. Es mejor realizar las radiografías cuando y donde sea menos probable que haya otras personas trabajando cerca.

El radiógrafo debe llevar un medidor de tasa de dosis que esté abierto permanentemente cuando transporte un contenedor para exposición, prepare una toma de radiografía o instale o retire las películas radiográficas. El radiógrafo y sus ayudantes deben usar dosímetros personales mientras trabajen cerca del contenedor y entren a las áreas controladas. Los trabajadores deben someterse regularmente a exámenes médicos o revisiones de salud, generalmente una vez al año, y es necesario mantener registros de las dosis que acumulen a lo largo de los años. No debe permitirse que la dosis acumulada anual que se haya medido en relación con todo el cuerpo exceda el límite.

## **15.10 ACTUACION EN CASO DE EMERGENCIA**

El radiógrafo debe estar permanentemente alerta al utilizar una fuente radiactiva. Si se perturba el procedimiento normal para producir radiografías o el equipo comienza a funcionar inadecuadamente, el radiógrafo debe retirarse en busca de asistencia y considerar las medidas que han de adaptarse. Los planes para situaciones no usuales deben prepararse con anticipación sobre la base de la evaluación crítica que el radiógrafo haya hecho de esas situaciones. El ensayo de los planes para imprevistos indicará si ha de necesitarse algún equipo especial para hacer frente a los incidentes predecibles. Un juego de elementos de emergencia debe comprender cuatro bolsas de perdigones de plomo que contengan cada

una 2 kg de blindaje, una tenaza con mango largo de 1 m o 1,5 m y un conjunto de herramientas de mano.

Para corregir un fallo puede ser necesario trabajar cerca de la posición de la fuente. A menos que el plan se haya elaborado en detalle y se cumpla eficientemente, podrían recibirse en poco tiempo dosis excesivas. La mayoría de las recuperaciones de fuentes realizadas por radiógrafos se han traducido en menos de 10 mSv de dosis de todo el cuerpo, lo que está por debajo de los límites de dosis anuales correspondientes.

Utilícese el blindaje disponible en el emplazamiento para cubrir la fuente cuando sea posible; manténgase al menos 1 m de distancia entre la fuente y las personas consideradas en el plan; y, si es posible, no se permita a nadie que se exponga por más tiempo que el que produciría una acumulación de 10 mSv a 1 m de distancia de la fuente que se ha de recuperar. Por ejemplo:

<b>Actividad de iridio 192 (TBq)</b>	<b>Tasa de dosis equivalente a al m (mSv/h)</b>	<b>Tiempo para acumular 10 mSv al m (min)</b>
0,75	97,5	6,2
2,0	260	2,3
-3,7	481	1,3

Las personas que participen no deben recibir dosis innecesariamente.. Las tareas difíciles que exigen trabajar cerca de la fuente deben repartirse entre varias personas para distribuir la dosis. La fuente o cualquier parte del tubo guía que pueda contener la fuente no debe en circunstancia alguna entrar en contacto con el cuerpo de una persona, En algunos segundos puede recibirse una dosis suficiente para causar lesiones de los tejidos que no serían visibles hasta dentro de varias semanas. En ninguna circunstancia debe adaptarse una medida que cree el riesgo de cortar o incluso de destruir la fuente.

Cualquier incidente que pueda haberse traducido en una dosis excesiva a una persona o cualquier dosis alta registrada en un dosímetro debe investigarse. Es importante determinar si la dosis sospechada o registrada fue recibida Y si alguna parte del cuerpo recibió una dosis mucho más alta que pudiera traducirse en una lesión localizada del tejido.

Si se pierde una fuente radiactiva, incluso dentro de su contenedor, debe encontrársela lo antes posible. Se necesitarán instrumentos de vigilancia radiológica para ayudar a ubicar la fuente. Los instrumentos de alta sensibilidad (capaces de medir tasas de dosis o contaminación bajas) pueden ayudar a detectar las radiaciones de fuentes distantes o blindadas. Los instrumentos de baja sensibilidad (capaces de medir tasas de dosis altas) se necesitan cerca de las fuentes no blindadas. No busque “a ciegas una fuente en una zona en que la tasa de dosis exceda la capacidad de los instrumentos disponibles. Retírese hasta que el instrumento esté nuevamente en condiciones de indicar la tasa de dosis y calcular la

distancia de la fuente. Mediciones similares desde otras direcciones pueden ayudar a localizar la fuente con precisión.

Cuando una Cuenta radiográfica va no cumple fines útiles debe evacuársela adecuadamente. Esto puede realizarse devolviéndola al país de origen o poniéndola bajo el cuidado de un receptor autorizado.

## 16. TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO

Ing. Esp. Rubén Quintero

### INTRODUCCIÓN

Actualmente en el mundo se utilizan, en gran medida, materiales peligrosos, lo cuales deben ser transportados hasta los sitios de evacuación o utilización.

Por el desconocimiento del público ante los riesgos potenciales que representa el transporte de materiales radiactivos, cada vez que se presenta un incidente que afecta las personas, el medio ambiente o bienes materiales, la sociedad exige la implementación de reglamentos amplios que controlen de manera efectiva ese transporte, desconociendo la existencia de normas internacionales que regulan dicha actividad.

Con relación a reglamentos específicos para el transporte seguro de materiales radiactivos, algunos países han tomado distintos sistemas, acordes con el uso de estos materiales y el marco jurídico interno, muy pocos cuentan con un reglamento y la mayoría de sus regulaciones se basan en recomendaciones internacionales que buscan la protección de las personas y del medio ambiente en cuanto a los riesgos radiológicos que supone el transporte de estos materiales.

EL Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, ha publicado el "Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos", Colección de Normas de Seguridad del OIEA, No. ST-1, documento que sirve como base para la regulación del transporte de todos los materiales radiactivos que circulan el mundo.

El objetivo del Reglamento del OIEA, es que los bultos se diseñen, fabriquen y mantengan de modo tal, que incluso en caso de accidente, las consecuencias radiológicas sean aceptablemente pequeñas, teniendo en cuenta la pérdida del blindaje y del sistema de contención de los bultos.

El objetivo al reglamentar el transporte de materiales radiactivos es proteger al público, a los transportadores y al medio ambiente, y esta protección sólo se logra a través del establecimiento de una serie de exigencias técnicas a su contención para impedir su dispersión, fijando límites a las tasas de dosis provenientes de los bultos, a su contaminación superficial, así como la prescripción de condiciones adecuadas durante el transporte.

De igual manera, todas las medidas de controles nacionales o internacionales, están dirigidas a reducir el número de incidentes y a menguar sus consecuencias. Estas medidas incluyen la imposición de requisitos especiales de diseño de vehículos de transporte, de carreteras y vías férreas. Otros controles o normas se refieren al embalaje, a etiquetas de advertencia, a la inspección y documentación de remesas y a su manipulación.

## **16.1 DEFINICIONES**

### **16.1.1 Transportista**

Cualquier persona, organización u organismo que se encargue del acarreo de materiales radiactivos por cualquier medio.

### **16.1.2 Transporte**

Se refiere a cualquier medio y a las operaciones conexas como carga, descarga, transbordo, estiba y almacenamiento en tránsito.

### **16.1.3 Autoridad competente**

Aquella que en cualquier país controla el cumplimiento de las normas de Protección Radiológica y del transporte de material radiactivo.

### **16.1.4 Condiciones normales de transporte**

Se entenderán por tales, tanto las circunstancias comunes como los incidentes que se presentan en forma habitual en el transporte;

Ejemplos: caída de bultos desde pequeñas alturas sobre superficies lisas o punzantes, aplastamiento del bulto por estiba bajo bultos pesados o que el bulto se moje por efecto de la lluvia.

### **16.1.5 Condiciones accidentales de transporte**

Circunstancias que impliquen eventos de baja probabilidad de ocurrencia, pero que a consecuencia de ellas, pueda ocurrir la destrucción total de la mayor parte del bulto.

Ejemplos: caída de bultos desde grandes alturas o impactos equivalentes, incendios, choque de vehículos que transporten material radiactivo o volcamiento del mismo; combinación de sucesos como choque, volcamiento o incendio del vehículo que transporta material radiactivo.

### **16.1.6 Bulto**

Se entiende por bulto al embalaje más su contenido radiactivo, tal como se presenta para su transporte.

### **16.1.7 Embalaje**

Conjunto de elementos necesarios para garantizar el cumplimiento de las condiciones de seguridad que se exigen para el transporte del contenido radiactivo. Puede constar de uno o varios recipientes, materiales absorbentes, estructuras de separación, blindajes, aislamientos térmicos, etc.

### **16.1.8 Sistema blindante**

Conjunto de elementos del embalaje destinados específicamente a atenuar la radiación.

### **16.1.9 Sistema de contención**

Conjunto de elementos del embalaje destinados específicamente a retener el contenido radiactivo durante el transporte.

Ejemplos: Puede constar de uno o varios recipientes, materiales absorbentes, estructuras de separación, etc.

### **16.1.10 Contaminación radiactiva de un bulto**

Presencia de materiales radiactivos en la superficie externa del bulto.

### **16.1.11 Contaminación radiactiva transitoria de un bulto**

Se entiende por tal a la fracción de la contaminación radiactiva de un bulto, que puede eliminarse frotando en seco su superficie externa.

### **16.1.12 Materiales radiactivos en forma especial**

Materiales radiactivos sólidos no dispersables o cápsulas selladas que contengan materiales radiactivos, construidas de tal manera que solo puedan abrirse destruyéndolas; pueden soportar impactos, flexiones, choques o incendios.

Los materiales radiactivos en esta forma presentan un riesgo mínimo de contaminación en circunstancias accidentales, aunque existe el riesgo de radiación externa directa.

Ejemplos: Equipos de telegammaterapia, equipos de gammagrafía industrial, equipos industriales medidores de nivel o espesor y también tubos y agujas de Cs-137, Co-60, Ra-226, etc., empleados en tratamientos médicos, siempre y cuando no se hayan deteriorado con el uso, ni para el caso de fuentes de Ra-226 fabricadas hace algunas décadas cuando no se aplicaban los estrictos criterios de seguridad actuales.

### **16.1.13 Índice de transporte**

Es el nivel de exposición máximo que presenta un bulto a un metro de su superficie, expresado en **mrem/hora**.

Este sirve para que el transportista separe los materiales radiactivos de las personas y de otras remesas con el fin de lograr la seguridad respecto a la criticidad y limitar el nivel de exposición a las radiaciones de los individuos del público y de los trabajadores durante el transporte y almacenamiento en tránsito.

## **16.2 CONDICIONES A TENER EN CUENTA EN EL TRANSPORTE**

### **16.2.1 Contención de los materiales objeto del transporte**

Con esta condición se pretende evitar la dispersión e incorporación de materiales radiactivos, mediante el diseño y resistencia de los materiales del embalaje o controlando la forma y la actividad de su contenido.

### **16.2.2 Control de la radiación externa emitida por los bultos**

Los riesgos de radiación externa, se controlan ya sea: limitando el nivel máximo de exposición en superficie y a un metro de la misma, mediante etiquetas de advertencia sobre presencia de radiaciones o a través de documentos que indiquen las condiciones a tener en cuenta en el manejo, estiba y transporte del material radiactivo.

### **16.2.3 Prevención de daños causados por el calor emitido por los bultos**

El calor en la superficie de los bultos, consecuencia de las interacciones de la radiación con los materiales del embalaje, se puede controlar limitando la temperatura superficial de los bultos mediante dispositivos de disipación de calor o por procedimientos de estiba y almacenamiento.

### **16.2.4 Prevención de la criticidad nuclear**

Se aplica al caso de transporte de materiales fisionables, que son capaces de iniciar una reacción neutrónica en cadena automantenida por acumulación de masa suficiente, sin que sea necesario ninguna otra acción, mecanismo o condición especial. Su control se consigue teniendo en cuenta la geometría y limitando la cantidad de material fisionable a transportar.

## **16.3 PRINCIPIOS SOBRE LOS CUALES SE FUNDAMENTAN LAS NORMAS DE TRANSPORTE**

Todas las normas de transporte hacen énfasis en la "seguridad incorporada al diseño" de los bultos, no al control de las operaciones. Por tanto, la responsabilidad sobre la seguridad durante el transporte recae directamente sobre el remitente, es decir, el que prepara bultos para su expedición ha de cuidar el cumplimiento estricto de las disposiciones reglamentarias, a fin de reducir al mínimo los riesgos y operaciones de manipulación de la remesa por parte del transportista.

Todo transporte de material radiactivo debe tener en cuenta los principios de protección radiológica: Justificación, Optimización y Limitación de dosis.

## 16.4 OBJETIVO DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS

El objetivo de toda Norma de Transporte es garantizar que:

- ↪ En circunstancias normales de transporte, las dosis recibidas por los transportistas y miembros del público sean inferiores a los valores permitidos por la Autoridad Competente.
- ↪ La dosis equivalente efectiva colectiva durante el transporte en condiciones normales sea mínima.
- ↪ Las consecuencias en caso de incidentes o accidentes sean "aceptables". Por **aceptables**, se entiende que la probabilidad de ocurrencia del suceso sea inferior a un valor establecido independientemente de las consecuencias o que las dosis individuales y colectivas resultantes del accidente, por radiación externa o interna o por ambas razones, sean inferiores a un valor aceptado, prefijado o considerado razonable por la Autoridad Competente.

## 16.5 CRITERIOS DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD EN EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO

El siguiente método coincide en sus principios con la metodología aplicada al análisis de seguridad de cualquier instalación o equipo que utilice materiales radiactivos.

### 16.5.1 Etapa I: análisis de riesgos inherentes al transporte

#### Riesgos de Irradiación

El análisis debe enfocarse al reconocimiento de las posibles fuentes de irradiación de personas o cosas, a consecuencia de:

- ↪ La radiación emergente de un bulto en condiciones normales.
- ↪ Aunque se límite la cantidad de material radiactivo a transportar en un tipo de embalaje, es imposible reducir el nivel de exposición más allá de los límites exigidos para la categoría del bulto.
- ↪ Incremento del nivel de radiación emergente del bulto como consecuencia de un incidente por:
  - ↪ Desplazamiento del blindaje;
  - ↪ Destrucción total o parcial del embalaje;
  - ↪ Liberación del contenido radiactivo por destrucción del sistema de contención.

#### Riesgos de Contaminación

Prever las circunstancias en las cuales objetos comunes se contaminen o aquellas en que personas incorporen material radiactivo durante el transporte.

- ↪ En circunstancias normales, este hecho sólo puede ocurrir como consecuencia de la existencia de contaminación radiactiva transitoria en la superficie del bulto.
- ↪ En un incidente del transporte puede ser consecuencia de la liberación parcial del contenido radiactivo por falla o muy baja resistencia del sistema de contención.
- ↪ Durante un accidente, la liberación del contenido radiactivo y el consecuente riesgo de contaminación puede derivarse de una falla de diseño o construcción del sistema de contención o por no haberse tenido en cuenta en el diseño dicho riesgo.

### **16.5.2 Etapa II: análisis de incidentes y accidentes previsibles durante el transporte**

Esta etapa comprende la identificación de los diferentes incidentes y/o accidentes que pueden esperarse durante el transporte, la evaluación de cada evento (Altura de caídas, potencia de impacto, temperatura de incendio, etc.) y el cálculo de la probabilidad de ocurrencia de cada suceso posible.

#### **Incidentes previsibles**

Los incidentes más frecuentes durante el transporte son los siguientes:

Caída del bulto desde pequeñas alturas sobre superficies lisas o punzantes, caída de objetos relativamente pesados o punzantes sobre el bulto, compresión del mismo por aceleraciones o desaceleraciones bruscas. Hurto y manejo inadecuado del bulto por no reconocimiento del riesgo, debido a:

- ↪ Identificación del bulto en idioma extranjero;
- ↪ Que carece de placas de identificación;
- ↪ La identificación es ilegible por suciedad o manejo inadecuado del bulto.

Del análisis detallado de la forma de carga, transporte, descarga, estiba, etc. pueden surgir eventos distintos a los indicados, como también la exclusión de otros.

#### **Accidentes previsibles**

Dependiendo del tipo de transporte, lugares de tránsito, etc. existen diferentes posibilidades, a saber:

- ↪ Transporte por vía pública. Se considera el accidente más grave, como una secuencia equivalente a choque del vehículo, vuelco e incendio, lo cual implica que el mismo bulto sufre dos impactos y luego los efectos del fuego.
- ↪ Transporte en el interior de un establecimiento. Los accidentes más probables son: Incendio, caída desde alturas considerables o de elementos pesados sobre el bulto.

En conclusión, en esta fase se listan todos los incidentes y/o accidentes posibles, considerando la combinación de eventos que puedan agravar la situación. Se evalúan la magnitud del riesgo de cada evento y se efectúa el cálculo de la probabilidad de cada suceso posible.

### **16.5.3 Etapa III: análisis de consecuencias de incidentes y accidentes**

Se evalúan las dosis individuales y colectivas que puedan surgir como consecuencia de un incidente o accidente de transporte, teniendo en cuenta por separado las resultantes de la irradiación externa e incorporación de material radiactivo.

### **16.5.4 Etapa IV: desarrollo del sistema de transporte**

Conforme a los objetivos (numeral 5.1) y de acuerdo a la información obtenida en las tres etapas anteriores, se elige, entre las soluciones que proporcionan el mismo grado de seguridad global, las más prácticas y económicas, las que se apoyan en la seguridad intrínseca de diseño y entre estas las que limitan la seguridad de operación a un mínimo de medidas de sencilla aplicación.

## **16.6 TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS EN EL INTERIOR DE ESTABLECIMIENTOS**

Todo establecimiento debe tener un reglamento que establezca las formas y procedimientos a que debe ajustarse el movimiento interno de materiales radiactivos.

Para su desarrollo puede aplicarse un procedimiento análogo al método de análisis indicado.

Con el fin de evitar confusiones, se recomienda utilizar la palabra "transferencia" en lugar de "transporte", cuando se refiere al movimiento de material radiactivo en el interior de un establecimiento.

## **16.7 TIPOS DE BULTOS**

El grado de seguridad exigido a un bulto determinado es proporcional a los riesgos que puede originar el contenido que transporta, estas exigencias se expresan en forma de normas de comportamiento y no de especificaciones de diseño tales como, espesor de paredes o detalles de juntas y cierres. El reglamento de transporte indica los requisitos que debe cumplir un bulto, pero no la forma de conseguirlos.

Dependiendo de la actividad y la forma física del contenido radiactivo, los bultos se clasifican en:

### **16.7.1 Bultos exceptuados**

Están destinados al transporte de pequeñas cantidades de material radiactivo.

### **Requisitos Administrativos**

El riesgo que supone su transporte es sumamente bajo y los controles administrativos exigidos son mínimos, no requieren etiquetas de advertencia visibles en su exterior. Muchos Reglamentos postales permiten su expedición por correo.

### **Requisitos de Diseño**

Su diseño debe garantizar la manipulación y estiba correcta y segura, soportar sin pérdida de su integridad choques, vibraciones, degradación química o radiolítica de los materiales del embalaje por captación y/o retención de agua. Además, garantizar que el riesgo de su contenido sea identificado cuando se abra el embalaje.

#### **16.7.2 Bultos industriales**

Se diseñan para el transporte de materiales de Baja Actividad Específica (**B.A.E**) u objetos contaminados en su superficie (**O.C.S**).

Los materiales **B.A.E** y **O.C.S** con bajos niveles de contaminación superficial, presentan un bajo riesgo de irradiación debido a que su actividad por unidad de masa es muy baja y por encontrarse en una forma no dispersable. Dependiendo del riesgo de su contenido se clasifican en:

- ↪ Bultos Industriales del Tipo 1 (BI-1). En su diseño se tienen en cuenta los requisitos exigidos a los bultos exceptuados y además ciertas condiciones de temperatura y presión cuando se han de transportar por vía aérea.
- ↪ Bultos Industriales del Tipo 2 (BI-2). Debe cumplir con los requisitos del bulto BI-1 y soportar ensayos de caída libre y de aplastamiento.
- ↪ Bultos Industriales del Tipo 3 (BI-3). Además de los requisitos anteriores, deben satisfacer ensayos de penetración y aspersion con agua.

#### **16.7.3 Bultos tipo A**

Sirven de medio seguro y económico para el transporte de cantidades relativamente pequeñas de materiales radiactivos, resisten caídas desde vehículos o desde alturas similares, golpes por objetos agudos que puedan horadar su superficie, exposición a la lluvia y apilamiento de cargas sobre ellos.

#### **16.7.4 Bultos tipo B**

Se utilizan para el transporte de grandes cantidades de material radiactivo y deben soportar además de las condiciones normales de transporte, condiciones accidentales graves, como: impactos, penetración, fuego, inmersión en agua. Su diseño debe ser aprobado por la Autoridad Competente del país y en algunos casos por la autoridad de cada país de tránsito o destino.

## **16.8 ENSAYOS PARA SOPORTAR CONDICIONES NORMALES DE TRANSPORTE**

Para demostrar su capacidad de resistencia a incidentes normales durante el transporte, varios bultos pertenecientes a la misma serie de fabricación, se exponen a riego, que simula lluvia con una intensidad de 50 mm de agua durante una hora.

Después se someten a los siguientes ensayos:

- ↪ Caída libre desde 1.2 metros de altura sobre un blanco rígido de superficie plana; si el contenido son gases o líquidos, la altura de la caída es de 9 metros.
- ↪ Compresión entre dos superficies planas durante 24 horas, con una carga no inferior a cinco veces el peso del bulto o 1300 kg/m<sup>2</sup> sobre la cara superior del bulto.
- ↪ Penetración de una barra de 3.2 cm de diámetro y 6 kg de peso, con punta hemiesférica, dejando caer la barra sobre el bulto desde una altura de 1 metro.

## **16.9 ENSAYOS PARA SOPORTAR CONDICIONES ACCIDENTALES DE TRANSPORTE**

### **16.9.1 Ensayo mecánico**

Cada bulto se somete a dos caídas sobre un blanco rígido.

- ↪ Caída I: El bulto se deja caer sobre un blanco rígido de superficie plana y horizontal desde una altura de 9 metros.
- ↪ Caída II: El bulto cae sobre una barra de acero de 15 cm de diámetro y 20 de altura, la altura de caída es de 1 metro.

La secuencia y posiciones de impacto deben ser las que suponen mayor daño del bulto.

### **16.9.2 Ensayo térmico**

Se expone el bulto a fuego durante 30 minutos a una temperatura de 800 °C.

### **16.9.3 Ensayo de inmersión en agua**

El bulto se sumerge a una presión equivalente a 15 metros de profundidad, durante no menos de 8 horas.

## **16.10 SEÑALIZACION, ROTULADO Y NOTIFICACIONES**

Es importante que los transportistas, destinatarios, servicios de emergencia y demás personas, conozcan la presencia de materiales radiactivos en el curso de las expediciones. La información necesaria depende del tipo y cantidad de material radiactivo presente, del

embalaje utilizado para el transporte y está destinada a notificar la presencia y describir los materiales radiactivos objeto del transporte.

Esta información figura en documentos de expedición, etiquetas, marcas en los bultos, rótulos en los medios de transporte y notificaciones especiales.

### 16.10.1 Documentos de Expedición

Son documentos que han de acompañar cada expedición y contienen la siguiente información:

- ↪ Nombre de Expedición: describe los materiales en una forma general. Ej: materiales radiactivos, en forma especial N.E; materiales radiactivos, fisionables N.E.
- ↪ Número de Clase: Corresponde a la clasificación dada por la Organización de Naciones Unidas para las mercancías peligrosas.
- ↪ Nombre de Clase: Sino forman parte del nombre de expedición, deben figurar las palabras "MATERIALES RADIATIVOS" que corresponde a la clase 7.
- ↪ Número de Identificación: Número de las Naciones Unidas asignado al material, según se especifica en uno de los Apéndices del Reglamento de Transporte Seguro.
- ↪ Descripción del Material, describir la forma física y química de los materiales o una indicación de que los materiales son radiactivos. Para la forma química se acepta una descripción química genérica (Talio, Cesio etc.).
- ↪ Actividad: la actividad máxima del contenido radiactivo durante el transporte expresada en becquerelios (Bq) (o en curios (Ci), con el prefijo apropiado del S.I.
- ↪ Categoría del bulto: si es I BLANCA, II AMARILLA o III AMARILLA.
- ↪ Índice de Transporte (IT): solamente en el caso de las Categorías II AMARILLA y III AMARILLA.
- ↪ Dimensiones del bulto: sus dimensiones de alto, ancho y largo del bulto. Ninguna de las dimensiones de un bulto que contenga materiales radiactivos en forma especial puede ser inferior a 5 cm.

### 16.10.2 Etiquetas de transporte

Se utilizan para clasificar los bultos dependiendo del nivel de radiación en superficie y a un metro de cualquiera del bulto (IT), además para tomar decisiones sobre como manipular y almacenar los bultos para evitar exposiciones a los trabajadores, emergencistas y personal relacionado con el transporte.

Dependiendo del nivel de radiación en superficie y del índice de transporte del bulto estos se clasifican en las categorías siguientes:

INDICE DE TRANSPORTE	NIVEL DE RADIACION MAXIMO EN PUNTOS DE LA SUPERFICIE EXTERNA (mSv/h)			
	£ 0.005 (0.5 mrem/h)	>0.005 (0.5 mrem/h) £ 0.5(50 mrem/h)	>0.5(50 mrem/h) £ 2(200 mrem/h)	>2(200 mrem/h) £ 10(1000 mrem/h)
0	I - BLANCA			
>0 £ 1	II - AMARILLA			
>1 £10	III - AMARILLA			
>10	III – AMARILLA USO EXCLUSIVO			

### 16.10.3 Rotulado en los bultos

Se utilizan marcas que indican que en el diseño del embalaje se ha procedido de conformidad con los criterios funcionales del Reglamento y que los autores del diseño y los remitentes han verificado que las características del bulto son adecuadas. Estas marcas ayudan en las actividades de inspección y coherción de las autoridades competentes. Además proporcionan, al observador versado y en caso de accidente, valiosa información ya que establecen un vínculo entre el bulto y la aprobación del diseño (marca de identificación).

Estas marcas son las siguientes:

- ↻ Tipo de bulto (A ó B);
- ↻ El trébol que indica presencia de Material Radiactivo;
- ↻ Peso del bulto si es mayor de 50 kg;
- ↻ Marca de la autoridad competente que aprobó el diseño del bulto; \_ Número de serie del bulto.

Si el bulto es de **Tipo B**, las marcas, incluyendo el trébol deben ser resistentes al fuego y al agua.

### 16.10.4 Rótulos en los medios de transporte

Indican la presencia de material radiactivo en un contenedor, cisterna, vagón o vehículo. Se colocan en los cuatro lados del vehículo, contenedor o cisterna.

### 16.10.5 Notificaciones especiales

Son documentos destinados a notificar a la autoridad competente de los países en tránsito o de destino, sobre el transporte de materiales radiactivos, solamente se utilizan en el caso de bultos **Tipo B(M)**.

## 16.11 ASPECTOS A SEGUIR EN EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO

### 16.11.1 Sobre los niveles de radiación en los bultos.

- ↪ La tasa de dosis equivalente en cualquier superficie del bulto debe ser inferior a: 2mSv/h (200mrem/h).
- ↪ El índice de transporte no debe ser superior a: 100 mSv/h ( 10 mrem/h ).

### 16.11.2 Sobre los rotulos en los bultos

Todo bulto que sea categoría A ó B debe llevar las marcas siguientes:

- ↪ Tipo de bulto ( A ó B );
- ↪ El trébol que indica presencia de Material Radiactivo;
- ↪ Peso del bulto si es mayor de 50 kg;
- ↪ Marca de la autoridad competente que aprobó el diseño del bulto; \_ Número de serie del bulto.

Si el bulto es de **Tipo B**, las marcas, incluyendo el trébol deben ser resistentes al fuego y al agua.

### 16.11.3 Sobre el transporte en vehículos por carretera

Es responsabilidad del conductor y su acompañante verificar que se cumplen los siguientes requerimientos:

- ↪ Vehículos y/o furgonetas lleven las etiquetas adecuadas en las caras laterales y en la parte trasera del vehículo.
- ↪ Contenedores y bultos lleven las marcas y etiquetas adecuadas y que se dispongan en el vehículo en un embalaje debidamente anclado que impida desplazamientos durante el transporte.
- ↪ El blindaje garantice que ni el conductor, ni su acompañante reciban una dosis superior a 20 mSv/h (**2 mrem/h**).
- ↪ La tasa de dosis equivalente en cualquier superficie externa del vehículo no sea superior a 2 mSv/h (**200 mrem/h**).
- ↪ Llevar el respectivo certificado de transporte, el certificado de aprobación del bulto si es de Tipo B y del material que se transporta si es material radiactivo en forma especial.
- ↪ Disponer de instrumentos y herramientas necesarios para situaciones de emergencia.

## PROBLEMAS

1. Un embalaje que contiene material radiactivo presenta una tasa de dosis equivalente en superficie de 0.55 mSv/h (55 mrem/h) y a un metro de distancia de una cualquiera de sus caras la tasa de dosis máxima es de 0.007 mSv/h (0.7 rem/h).

- a) A que categoría pertenece el bulto?
- b) Cual es su índice de transporte?
- c) Que unidades tiene el índice de Transporte?
- d) En el espacio indicado en las etiquetas II-AMARILLA y III - AMARILLA para el índice de transporte, que unidades deben colocarse?

el índice de transporte, que unidades deben colocarse?

2. Se requiere transportar por carretera un bulto cuya tasa de dosis en la cabina del conductor es de 4 mrem/h. Cual es la solución óptima para obtener la autorización de la

autoridad competente, la cual exige que la tasa de dosis máxima en la cabina del conductor sea de 2 mrem/h.

## 17. Emergencias radiológicas

Fis., Ph.D, María Esperanza Castellanos

### 17.1 TIPOS DE ACCIDENTES RADIOLOGICOS

Los accidentes radiológicos pueden ser clasificados en las siguientes categorías:

- ↵ accidentes con fuentes ó material radiactivo
- ↵ accidentes con efectos transfronterizos; fuera del país, y
- ↵ Reingreso de satélites nucleares

#### 17.1.1 Accidentes con fuentes o material radiactivo

- ↵ Encuentro de material radiactivo, áreas contaminadas o ambas
- ↵ Robo o extravío de fuentes
- ↵ Fuente expuesta o pérdida de la integridad del blindaje
- ↵ Accidentes en laboratorios o en instalaciones industriales
- ↵ Accidentes de transporte
- ↵ Dispersión de emisores alfa

#### 17.1.2 ¿Dónde ocurren los accidentes radiológicos?

- ↵ Instituciones médicas
- ↵ Instalaciones industriales
- ↵ Centros de investigación y educación
- ↵ En cualquier parte durante el transporte de materiales radiactivos
- ↵ Ciclo del combustible
- ↵ Otros sitios como instalaciones militares o sitios donde se maneje tráfico ilícito

#### 17.1.3 Consecuencias

- ↵ Posible riesgos radiológicos:
  - Irradiación externa.
  - Contaminación interna por inhalación o ingestión.
  - Contaminación del ambiente.

### 17.2 HISTORIA DE LOS ACCIDENTES RADIOLOGICOS

- ↵ Accidentes que involucran serias sobre exposiciones de personas son raros.
- ↵ Primeros casos se reportaron rápidamente después del descubrimiento de los rayos-X y radiactividad en 1895

- ↺ Primer caso de daños en piel debido a radiación se reportó en 1986

### 17.2.1 Causas

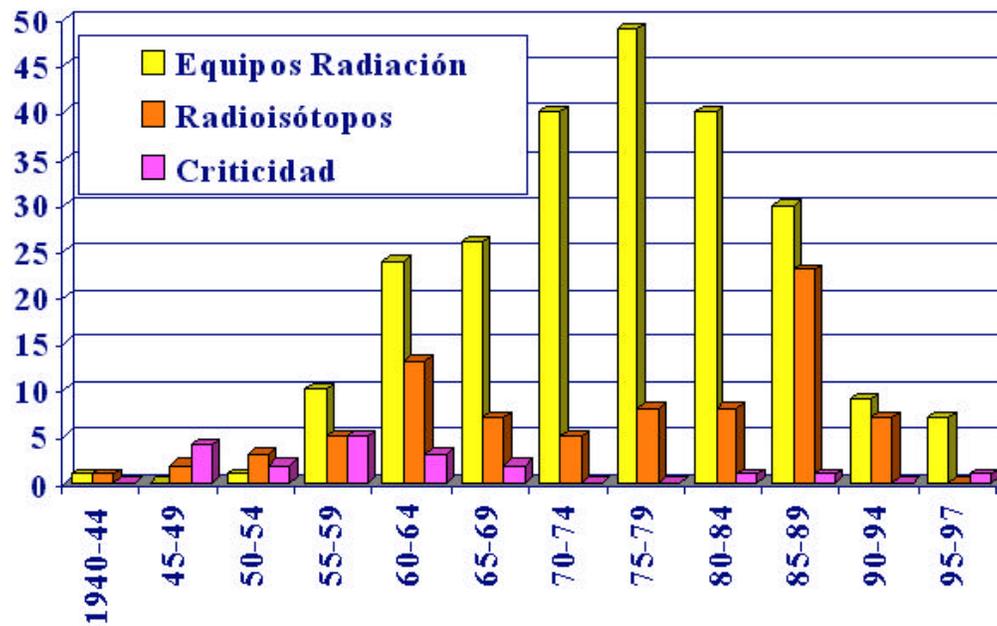
- ↺ La desaparición de fuentes industriales selladas durante las operaciones
- ↺ Exposiciones no advertidas a rayos-X usadas en control de calidad.

### 17.2.2 Estadísticas

Desde 1944 hasta marzo de 2000 [DOE-REAC/TC]

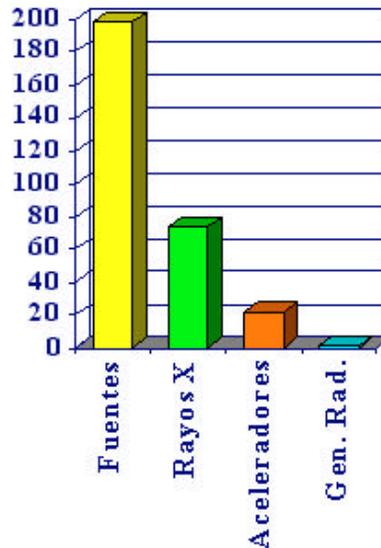
- ↺ 414 accidentes de consideración
- ↺ 133.742 personas afectadas
- ↺ 3.008 con exposiciones significativas, según Criterio de Dosis Accidentales DOE/NRC
- ↺ 127 casos fatales

### 17.2.3 Distribución de frecuencia



### 17.2.4 Equipos de Radiación

↵ Fuentes selladas	203
↵ Equipos Rayos-X	79
↵ Aceleradores	24
↵ Gen. Radiación	1



### 17.3 Ejemplos

- ↵ Venezuela – 1997
  - 18 Ci Am-Be, pérdida de blindaje
- ↵ Congo - 1998
  - Tráfico de una fuente de Cs-137
- ↵ Bangladesh -1997
  - Explosión de un pozo de petróleo, pérdida de la fuente
- ↵ Taiwan – 1998
  - Construcción de un edificio con acero, contaminación con Co-60
- ↵ Georgia – 1996/1998
  - Descubrimiento de varias fuentes en un campo militar
- ↵ Japón – 1997
  - Incendio de un contenedor de desechos

De lo anterior se tiene como consecuencias:

- ↵ Los accidentes radiológicos pueden ocurrir en situaciones muy diversas y en cualquier parte
- ↵ Serias consecuencias radiológicas son raras, pero pueden producirse
  - Efectos estocásticos (aparición de cáncer)
  - Lesiones severas
  - Muerte
- ↵ Se requieren *Planes de Respuesta a Emergencias Radiológicas*

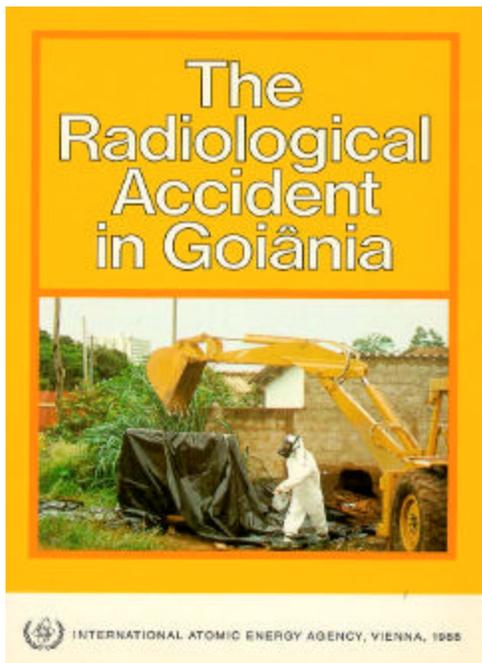
## 17.4 ACCIDENTES RADIOLOGICOS (GOIÂNIA, Brasil)

### ¿Dónde ocurrió el accidente?

- ↪ Goiânia - La Capital del Estado Goiás, Brasil
- ↪ Población - alrededor de un millón
- ↪ Area del accidente - sección pobre de la ciudad
- ↪ Instalación: equipo de teleterapia abandonado en un instituto de radioterapia



### 17.4.1 Algunos Ejemplos de Accidentes Radiológicos (Goiania)



- ↪ Septiembre 1987, Fuente en desuso
- ↪ Fuente mal custodiada (olvidada)  $^{137}\text{Cs}$ , 1.4 KCi, 100 g CsCl
- ↪ 2 personas remueven la fuente (desconocían )
- ↪ Para venderlo como chatarra

### ¿Qué ocurrió?

- ↪ A finales de 1985 un instituto de radioterapia privado cambió de domicilio, dejando abandonado un equipo de teleterapia de  $^{137}\text{Cs}$  sin notificar a la Autoridad Reguladora
- ↪ El instituto donde se abandonó el equipo fue demolido parcialmente
- ↪ El 13 de Septiembre de 1987, dos personas que estaban informadas sobre el abandono del equipo, removieron la fuente del cabezal del equipo de radioterapia
- ↪ Ellos trasladaron el cilindro que contenía la fuente a su hogar e intentaron desmantelarlo
- ↪ En el intento, provocaron la ruptura de la cápsula

## ¿Cómo fue descubierto el accidente?

- ↵ Después que la cápsula fue rota, el resto de los componentes del cilindro fueron vendidos a un comprador de chatarra
- ↵ Fragmentos de la fuente del tamaño de un grano de arroz fueron distribuidos entre varias familias
- ↵ Transcurridos cinco días un cierto número de personas demostraron signos y síntomas gastrointestinales a consecuencia de la radiación
- ↵ Una de las personas irradiadas asoció la aparición de los síntomas con el cilindro; informando de esta situación a las autoridades sanitarias de la zona
- ↵ Esta acción inició una cadena de eventos que permitieron descubrir el accidente

## Primeras medidas

- ↵ Triage médico
- ↵ Monitoreo a las personas y mediciones ambientales
- ↵ Tratamiento médico de personas irradiadas y contaminadas
- ↵ Acciones para recuperar el material radiactivo y controlar la fuente
- ↵ Descontaminación de lugares contaminados (casa, lugares públicos, vehículos, etc.)
- ↵ Demolición y remoción de casas
- ↵ Remoción del suelo contaminado

## Principales Consecuencias

- ↵ 4 Casos fatales
- ↵ Personas contaminadas
- ↵ El ambiente severamente contaminado
- ↵ Generación de grandes cantidades de desechos radiactivos
- ↵ Grandes gastos económicos
- ↵ Sustanciales impactos fisiológicos en la población (*no será más bien psicológicos???*)

## Hechos básicos

↵ Individuos monitoreados	=	112.800
↵ Personas contaminadas	=	271
➤ Ropas y zapatos	=	120
➤ Interna y externa	=	151
↵ Lesiones localizadas	=	28
↵ Hospitalización	=	20
↵ Daños en médula ósea	=	4
↵ Síndrome Agudo de Radiación	=	8
↵ Casos fatales	=	4
↵ Decontaminación de la ciudad		
↵ 730 trabajadores		
↵ 98 casas, de las cuales:		

- 41 fueron evacuadas
- 6 fueron demolidas
- 51 fueron reparadas
- ↻ 58 diferente lugares públicos decontaminados, incluidos pavimento, cuerdas, tiendas y bares
- ↻ 64 vehículos
- ↻ Sitio de almacenamiento de desechos:
  - 20 km. de ciudad
  - acondicionado para acomodar 4.000-5.000 m<sup>3</sup> de desechos
- ↻ Tipos de bulto para desechos utilizados:
  - 4.500 tambores de metal (200L)
  - 1.400 cajas de metal (5 toneladas)
  - 10 contenedores de transporte (32 m<sup>3</sup>)
  - 6 conjuntos de bultos de concreto
  - Volumen de desechos almacenados: 3.500 m<sup>3</sup>, o más de 275 camiones cargados de construcción

### *Otros hechos (Goiania)*



- ↻ Dispersión del material radiactivo. Contaminación
- ↻ Monitoreo dosimétrico a 2 000 Km (80% de las calles)
- ↻ Monitoreo individual a 112 800 personas
- ↻ 249 personas con algún tipo de contaminación
- ↻ > de 40 casas descontaminadas
- ↻ Fallecieron 4 personas (aprox. 4.5 – 6 Gy)



↪ > 3 500 m<sup>3</sup> de desechos radiactivos

#### 17.4.2 Lecciones aprendidas

- ↪ Es esencial un adecuado sistema de información para evitar el pánico
- ↪ Trabajadores de emergencia deberán ser instruidos acerca de cómo transmitir la información al público
- ↪ La efectividad de la asistencia internacional inmediata a un accidente radiológico dependerá de la infraestructura de que disponga el país que la solicita
- ↪ Regulaciones Aduanales:
  - mejorar la facilidad de importar y retornar mercancía
- ↪ Los equipos de monitoreo a ser usados en el campo deberán ser capaces de medir en condiciones de:
  - humedad y temperaturas altas y condiciones ambientales inestables
- ↪ Infraestructura de ingeniería civil:
  - disponible para descontaminación y operaciones de reconstrucción

#### 17.4.3 Conclusiones del Accidente

- ↪ Fuentes radiactivas en desuso y sin control pueden significar serios peligros
- ↪ Gran responsabilidad de las personas designadas como responsables de la seguridad de las fuentes radiactivas
- ↪ El conocimiento por parte del público de los potenciales daños de la radiación ionizante constituye un factor importante en la disminución de la probabilidad de accidentes radiológicos

#### 17.4.4 Precauciones prácticas

- ↪ *No manipule fuentes o bultos desconocidos*
- ↪ *Asuma que cualquier bulto o fuente dañada puede producir contaminación*
- ↪ *No toque lo que se supone dañado*
- ↪ *No camine sobre los derrames*
- ↪ *Utilice bolsas y cubiertas plásticas*
- ↪ *Revise y consulte los cálculos*
- ↪ *Consulte antes de decidir las operaciones*
- ↪ *Mantenga los equipos calibrados*
- ↪ *No deje de medir y de medirse*

#### 17.4.5 LECCIONES APRENDIDAS

- ↪ Las Autoridades Competentes deberán organizar y mantener actualizado un registro de la historia de los accidentes de cada país
- ↪ Las Autoridades Competentes deberán publicar periódicamente una revisión de los reportes de accidentes radiológicos; la comunidad internacional puede aprender de las experiencias nacionales.

Los factores que a continuación se citan son determinantes para reducir los accidentes radiológicos:

- ↪ concientizar al personal de los peligros y riesgos radiológicos asociados al uso de fuentes radiactivas y una adecuada vigilancia por parte de la dirección y administración de las instituciones
- ↪ desarrollar programas de capacitación y adiestramiento compatibles con el manejo de fuentes radiactivas. Contratar personal calificado y especializado.
- ↪ Mantenimiento periódico y verificación del correcto funcionamiento de los equipos empleados para medir campo de radiación
- ↪ Inventario actualizado de las fuentes radiactivas, su ubicación y la exposición de cada una de las fuentes radiactivas
- ↪ Utilizar los equipos de detección adecuados en cada operación
- ↪ Un análisis de los accidentes radiológicos indica que los errores humanos y fallas de los equipos son las principales causas de accidentes
- ↪ La tendencia general en aquellas personas que realizan trabajos rutinarios es descuidar algunos requerimientos básicos para una buena práctica lo que puede dar lugar situaciones anormales que conducen a un accidente
- ↪ La falta de adiestramiento, falla en los sistemas de detección, descuido en el mantenimiento de equipos son factores que contribuyen dramáticamente a los errores humanos

#### 17.4.6 CONCLUSIONES

- ↪ Los países deben estar preparados

- ↵ La coordinación de la respuesta es crítica - conocer quién está a cargo (quién tiene el comando)
- ↵ Conocer por anticipado las autoridades responsables
- ↵ Integrar la respuesta de emergencia radiológica con los sistemas convencionales de emergencia
- ↵ Reconocimiento rápido y notificación de un accidente
- ↵ Activación rápida de la respuesta apropiada
- ↵ Información al público
- ↵ Mantener la credibilidad en las autoridades
- ↵ Entrenamiento y ejercicios
- ↵ En la mayoría de las emergencias radiológicas (no relacionadas con reactores) los peligros convencionales (como fuego y presencia de químicos) son más importantes mayores que los peligros radiológicos
- ↵ En una emergencia radiológica la atención de los aspectos no radiológicos tiene prioridad: salvar vidas, tratamiento de lesiones, combate de incendios, protección de equipos críticos y seguridad del personal
- ↵ Una vez que los aspectos no radiológicos han sido estabilizados, el paso inmediato deberá ser minimizar los riesgos radiológicos en el público, trabajadores de la emergencia y en el ambiente



## Formación de la imagen

Mediante un estudio por rayos X sólo pueden distinguirse dos estructuras adyacentes si los coeficientes de atenuación de ambas son diferentes.

En el proceso de interacción de la radiación con la materia el coeficiente de atenuación por efecto fotoeléctrico depende de la tercera potencia del número atómico del material, mientras que el coeficiente de atenuación por efecto Compton no depende del mismo. El proceso fotoeléctrico es predominante en la zona de bajas energías, por lo que se deduce que el contraste de una placa (es decir la capacidad de discriminación entre zonas de distintas características) disminuye al aumentar el kilovoltaje.

Como datos ilustrativos se indican a continuación los valores típicos *de número atómico equivalente*:

Tejido adiposo	6,3
Músculo	7,4
Agua	7,4
Hueso (fémur)	11,6

A bajas energías el contraste depende de

- ↻ las diferencias de los números atómicos de los materiales,
- ↻ las diferencias de espesor, y
- ↻ las diferencias de densidad

Mientras que a altas energías el contraste sólo depende de:

- ↻ las diferencias de espesor, y
- ↻ las diferencias de densidad

Existen órganos y estructuras anatómicas que no pueden distinguirse por medio de rayos X porque presentan la misma atenuación que los tejidos aledaños. Sin embargo, la atenuación de los rayos X en tales estructuras puede alterarse introduciendo una sustancia que posee un coeficiente de atenuación diferente, denominada sustancia de contraste, la que puede exhibir un coeficiente de atenuación superior o inferior que el de la estructura que se desea visualizar. La aplicación más obvia de este método es la introducción de material de contraste en el tubo digestivo, aparatos respiratorio y urogenital y sistemas nerviosos y circulatorio.

## 18.2 RADIOTERAPIA

La radioterapia se define como el uso de las radiaciones ionizantes para el tratamiento de enfermedades neoplásicas. Tal aplicación, denominada radioterapia, se lleva a cabo a través de dos técnicas: la teleterapia y la braquiterapia.

### 18.2.1 TELETERAPIA

Se denomina así a una rama de la terapia oncológica por la que se busca eliminar las células tumorales mediante haces de radiación ionizante que se dirigen desde el exterior del cuerpo del paciente hacia el volumen de localización del tumor maligno. Es un objetivo asociado minimizar el daño al tejido sano que lo circunda. En esta técnica, en la que se interpone cierta distancia entre la fuente radiación y el tumor a irradiar (blanco), se utilizan equipos emisores de rayos X para radioterapia superficial y profunda y equipos de alta energía como los de telegammaterapia y los aceleradores lineales.

#### Equipos de rayos X para radioterapia

Las características generales de los equipos emisores de rayos X utilizados en el tratamiento de enfermedades neoplásicas pueden resumirse como sigue:

- ↪ ofrecen bajo rendimiento en profundidad
- ↪ producen la dosis máxima en la epidermis
- ↪ la localización y colimación del haz sobre el paciente se efectúa por medio de aplicadores especiales que forman parte del equipo. Algunos equipos poseen localizadores especiales para aplicaciones intracavitarias
- ↪ la dosis en superficie se puede controlar mediante:
  - la tensión del tubo
  - la intensidad de corriente
  - el filtrado del haz
  - la distancia fuente-superficie (DFS)
  - el tamaño de campo
- ↪ El rendimiento en profundidad se puede controlar mediante:
  - la tensión del tubo
  - el filtrado del haz
  - la distancia foco-superficie

De lo anterior se infiere que además del tubo generador y sus elementos asociados, forman parte de un equipo de rayos X para terapia los siguientes componentes:

- ↪ aplicadores de distintas longitudes y distintos tamaños de campo
- ↪ filtros para determinar la calidad de la radiación
- ↪ algunos poseen cámaras monitoras para mejorar el aspecto dosimétrico

### **Equipos de radioterapia superficial**

Se usan para el tratamiento de lesiones de piel, inclusive algunas histológicamente benignas, y operan con diferencias de potencial entre 10 y 100 Kv. Imparten la dosis máxima en superficie que decae rápidamente en profundidad. Ello evita que los tejidos subyacentes sean significativamente irradiados. Esa incapacidad de entregar dosis altas en profundidad guarda relación con el kilovoltaje. Los filtros de aluminio que se colocan directamente por debajo de la unidad emisora tienen como fin absorber la radiación mas blanda homogeneizando el espectro de emisión.

### **Equipos para radioterapia profunda**

Operan alrededor de los 250 Kv con una distancia foco-piel de alrededor de 50 cm. En estos equipos también se agregan filtros, tanto de aluminio como de cobre, para reducir la radiación mas blanda que afecta inútilmente la piel.

### **Equipos de alta energía**

Son equipos que proveen radiación ionizante de naturaleza electromagnética ya sea proveniente de una fuente radiactiva o por la aceleración y frenado de partículas. En el caso de las fuentes radioisotópicas la energía fotónica media es superior a un 1 Mev y la energía máxima del espectro de emisión de los aceleradores es por lo menos 4 Mev.

Entre otras, los equipos de alta energía presentan las siguientes ventajas respecto de los de equipos de rayos X para terapia:

- ↪ mayor profundidad de penetración
- ↪ mayor versatilidad
- ↪ la dosis máxima se obtiene a una cierta profundidad por debajo de la epidermis
- ↪ poseen mayor estabilidad energética

### **Equipos de cobaltoterapia**

Los equipos de teleterapia que emplean fuentes selladas de material radiactivo se vienen utilizando desde 1952. Su diseño básico y condiciones de operación no han cambiado sustancialmente con los años. Los primeros equipos fueron fijos y en poco tiempo se introdujeron los rotatorios (figura 3). Con el tiempo se desarrollaron un sinnúmero de mejoras, particularmente en los sistemas de seguridad (enclavamientos, señalización y blindaje) de control y en los accesorios (sistemas de colimación, mesa de tratamiento, etc.).

Las fuentes selladas empleadas en este tipo de equipamientos son típicamente:

- ↪ de  $^{137}\text{Cs}$  entre 50 y 100 TBq (hoy día en desuso), y
- ↪ de  $^{60}\text{Co}$  entre 100 y 500 TBq

Figura. 3

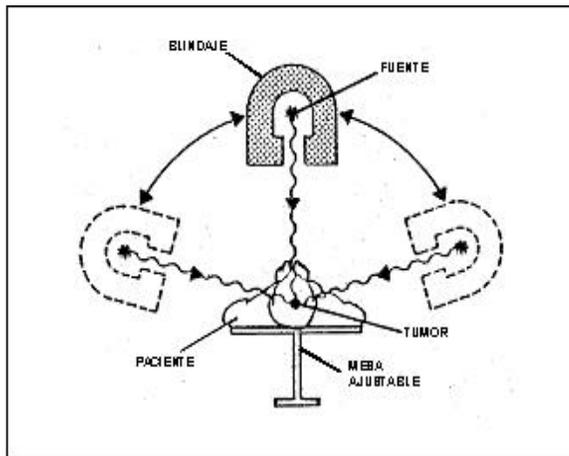
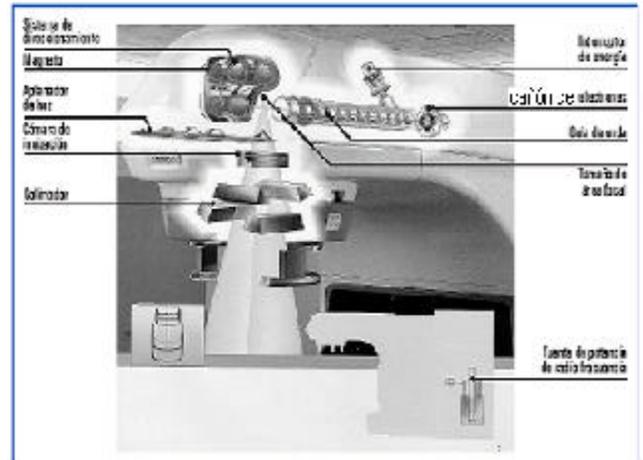


Figura. 4



La función primaria de una unidad de cobaltoterapia es entregar una dosis prefijada de radiación en un volumen bien definido del cuerpo. Este objetivo se cumple dirigiendo el haz a la zona elegida como blanco y controlando la dosis entregada, tanto en lo referido al direccionamiento y tamaño del haz como al control del tiempo de exposición de la fuente.

### Aceleradores lineales

La emisión de fotones por un acelerador lineal (*“linac”*) responde al mismo principio que los equipos generadores de rayos X pero en este caso los electrones poseen una energía de varios MeV al impactar en el blanco. Originalmente esto se lograba con la aplicación de campos eléctricos estáticos, para lo que eran necesarias tensiones de operación de varios megavolts y estructuras aceleradoras de varios metros con las consiguientes dificultades tecnológicas de operación y seguridad. Estos problemas se solucionaron acelerando los electrones con el campo eléctrico asociado a una onda electromagnética de alta frecuencia (aproximadamente 3000 Mhz) con la consecuente reducción de la tensión de operación (a unos 30 kV) y la longitud de la estructura aceleradora (aproximadamente 1 metro).

El aspecto de un acelerador (figura 4) es similar al de un equipo de cobalto y posee prácticamente los mismos controles. Presenta algunas ventajas comparativas, entre las que se pueden mencionar:

- ↗ mayor profundidad de penetración
- ↗ mayor precisión mecánica
- ↗ menor dosis a la entrada del campo
- ↗ mayor rendimiento (dosis por unidad de tiempo)
- ↗ posibilita la terapia superficial con electrones

Las partes básicas que constituyen un acelerador lineal son:

- ↗ generación de radiofrecuencia (RF)
- ↗ cañón electrónico

- ↗ acelerador (guía de ondas)
- ↗ deflector magnético
- ↗ blanco (para emisión de fotones) o folias dispersoras (para tratamientos con electrones)
- ↗ sistemas de alineación del haz de electrones
- ↗ filtro aplanador del haz
- ↗ sistema de cámaras monitoras
- ↗ sistema de conformación del haz (colimadores y conos)
- ↗ componentes para los movimientos mecánicos

### 1.2.2 BRAQUITERAPIA

Se designa con este nombre al uso de fuentes radiactivas selladas con el fin de tratar enfermedades neoplásicas, las cuales son ubicadas dentro de cavidades corporales o en contacto directo con el cuerpo del paciente en planos próximos a la zona tumoral. La braquiterapia puede ser manual o remota.

La braquiterapia comprende las siguientes técnicas:

- ↗ *terapia intersticial*: la fuente se introduce dentro de los tejidos. En implantes transitorios se emplean fuentes de  $^{192}\text{Ir}$  e  $^{125}\text{I}$  en forma de semillas y alambres o fuentes de  $^{137}\text{Cs}$  en forma de agujas. En implantes permanentes se utilizan fuentes de  $^{198}\text{Au}$  de aproximadamente 2 GBq en forma de cilindros o agujas o fuentes de  $^{192}\text{Ir}$  e  $^{125}\text{I}$  en forma de semillas.
- ↗ *terapia intracavitaria*: las fuentes se ubican en orificios o cavidades naturales del cuerpo. Se usan fuentes de  $^{137}\text{Cs}$  de actividades comprendidas entre 0,1 y 1,85 GBq en forma de tubos.
- ↗ *terapia superficial*: se lleva a cabo mediante aplicadores dérmicos u oftálmicos que utilizan fuentes de  $^{90}\text{Sr}$  con actividades del orden de 1,5 Bq

La braquiterapia remota (figura 6) se lleva a cabo mediante equipos de carga diferida para tratamientos intracavitarios o intersticiales de alta y baja tasa de dosis. Para alta tasa de dosis se emplean fuentes de  $^{192}\text{Ir}$  con actividades del orden de 370 GBq y para baja tasas de dosis de  $^{137}\text{Cs}$  con una actividad del orden de 1 GBq.

La tolerancia a la radiación está en relación inversa al volumen irradiado. Este es el principio básico de la radiación endocavitaria o intersticial con la que se pretende dar, en pequeños volúmenes, dosis elevadas a las que no se podría llegar con radioterapia externa. De esto surge que la indicación del método se limita a la irradiación de pequeños tumores residuales o crecimientos incipientes.

La secuencia tele-braquiterapia capitaliza los beneficios de lisis del tumor y reoxigenación de la parte central, superándose el problema de saturación de las puertas de entrada.

Los materiales mas comunes con que se construyen las fuentes son:



### 18.3 MEDICINA NUCLEAR

El uso médico de fuentes abiertas de material radiactivo, generalmente conocido como medicina nuclear, consiste en la administración de radiofármacos al paciente para: realizar mediciones fisiológicas, obtener imágenes de órganos, glándulas o sistemas y llevar a cabo ciertos tratamientos.

Las drogas y compuestos marcados con radionucleidos específicos se depositan en el organismo en forma predecible, tanto en su localización como en la cantidad. Las ventajas de emplear esta técnica consisten en que se puede estudiar el comportamiento fisiológico en forma simple, no invasiva, a bajo costo y con bajo riesgo para el paciente. Por ejemplo los estudios funcionales de corazón proveen información que de otro modo deberían obtenerse con caterización cardíaca. Este último es un procedimiento invasivo que requiere hospitalización e implica mayor dosis de radiación, mortalidad, morbilidad y costo.



**Figura 7. Tomógrafo por emisión de positrones PET**

El tratamiento con radiofármacos es una pequeña parte de la práctica de medicina nuclear, si bien es muy efectiva para ciertas enfermedades. El tratamiento del hipertiroidismo (mayor actividad funcional de la glándula tiroides) es una práctica rutinaria en la medicina nuclear, que presenta ventajas frente al tratamiento quirúrgico tales como menor morbilidad, mortalidad y costo.

Otro aspecto de la medicina nuclear es el empleo de técnicas de radioinmunoensayo. Estos procedimientos no requieren la administración de material radiactivo al paciente, sino que se utiliza una muestra biológica, usualmente sangre, que se analiza en tubos de prueba (ensayos “*in vitro*”) para la determinación del contenido de hormonas, vitaminas, drogas, enzimas, partículas o productos virales, antígenos de cáncer, etc.

La actividad del material radiactivo empleado varía con el radionucleido seleccionado y con el propósito del estudio. En general las actividades mas grandes corresponden a los radionucleidos de vida media más corta. Las actividades varían de algunos kBq para estudios de absorción de vitamina B-12 con  $^{57}\text{Co}$  hasta los GBq para estudios con tomógrafos por emisión de positrones (PET).

## Radiofármacos en medicina

Para practicar un examen diagnóstico con radioisótopos que se administraran al apaciente hace falta disponer de moléculas marcadas que tengan una afinidad específica con el órgano que se debe estudiar. Estas moléculas deben responder al doble criterio de seguridad para el paciente y eficacia para el diagnóstico. De hecho la única nocividad de estas moléculas es su radiactividad. Las radiaciones  $\alpha$  y  $\beta$  presentan cierto riesgo biológico, por lo que por lo común sólo se utilizan los isótopos emisores de radiación  $\gamma$ . Además el riesgo biológico será tanto más pequeño cuanto más rápido se eliminen del organismo. Debido a que los procesos de eliminación son relativamente lentos, se deben emplear isótopos en los que la actividad decaiga rápidamente, es decir de corto período de semidesintegración.

Los radiosótopos deben ser producidos artificialmente y después conducidos hacia los puntos de empleo, distantes muchas veces varios centenares de kilómetros. Por lo tanto, es difícil que en los servicios de medicina nuclear se pueda disponer de cantidades suficientes de radioisótopos que tengan períodos de sólo unas horas. Para resolver este problema se recurre a los generadores isotópicos. Así, el molibdeno 99 tiene un período de 2,8 días y se desintegra dando tecnecio 99 metaestable, cuyo período es de 6 horas. Este último puede ser separado rápidamente del elemento progenitor por elución, para ser empleado en el servicio de medicina nuclear.

El  $^{99m}\text{Tc}$  emite una radiación  $\gamma$  con una energía de 140 keV que puede ser detectada desde el exterior del paciente. Sin embargo, ninguna molécula biológica contiene tecnecio y ha sido necesario desarrollar toda una química de este elemento para poder marcar moléculas biológicamente interesantes con un átomo extraño. Por otra parte, antes de su empleo ha sido necesario asegurarse de que su presencia no modifique en forma fundamental el comportamiento biológico de la molécula.

El marcado de una molécula por un radioisótopo de período medio corto, como el  $^{123}\text{I}$  o el  $^{99m}\text{Tc}$ , precisa la puesta a punto de métodos rápidos y de alto rendimiento para evitar una purificación antes de su empleo y que sean perfectamente reproducibles. Los reactivos necesarios para la preparación del producto marcado son comercializados en forma de fármacos listos para su empleo y que se deben usar siguiendo un método generalmente simple, pero riguroso, para obtener un radiofármaco conforme con los criterios de calidad garantizados.

Las moléculas biológicas están constituidas principalmente por hidrógeno, carbono, oxígeno y nitrógeno. Estos elementos tienen isótopos emisores de positrones. Los positrones son electrones que tienen una carga eléctrica positiva, al contrario de los electrones negativos que forman la materia. Cuando un positrón interacciona con un electrón ambos desaparecen para dar radiaciones  $\gamma$  que parten en direcciones opuestas. Por lo tanto, los radioisótopos emisores de positrones pueden ser detectados desde el exterior del cuerpo, éste es el caso del  $^{11}\text{C}$ ,  $^{13}\text{N}$  y  $^{15}\text{O}$  que tienen períodos cortos: 20,10 y 2 minutos respectivamente. Desde el punto de vista biológico es una ventaja, pero deben ser fabricados en el mismo punto de empleo. Esta producción es posible mediante un

acelerador de partículas llamado ciclotrón que representa una considerable inversión. Por esta razón muy pocos servicios de medicina nuclear en el país cuentan con él.

### **Uso terapéutico de radiofármacos en medicina nuclear**

Las fuentes radiactivas abiertas utilizadas en terapia comprenden radiofármacos metabolizables y dispersiones. Los radionucleidos terapéuticos pueden ser emisores  $\alpha$ ,  $\beta$  o emisores de electrones Auger. Debido a la diferente penetración tisular de este tipo de partículas, la mayoría de los compuestos utilizados son emisores  $\beta$  por lo que comúnmente este tipo de tratamientos reciben el nombre de betaterapia.

La ventaja que ofrece la terapia con radiofármacos de partículas directamente ionizantes ( $\alpha$ ,  $\beta$ , electrones Auger) sobre la terapia externa o con radiofármacos emisores de fotones X y/o  $\gamma$ , es que la primera ofrece un tratamiento específico con escasa o nula irradiación de los tejidos sanos circundantes.



## BIBLIOGRAFIA

- REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIATIVOS. Colección de Normas de Seguridad del OIEA, edición 1996. No. ST-1. OIEA, Viena.
- MANUAL EXPLICATIVO PARA LA APLICACIÓN DEL REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIAL RADIATIVO. Colección de Seguridad No 7. Edición 1985 (Enmendada 1990). OIEA, Viena.
- MANUAL DE CONSULTA PARA LA APLICACIÓN DEL REGLAMENTO PARA EL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIAL RADIATIVO. Colección de Seguridad No 37. Edición 1985 (Enmendada 1990). OIEA, Viena.
- ESQUEMAS SINOPTICOS DE LOS REQUISITOS APLICABLES AL TRANSPORTE DE TIPOS ESPECÍFICOS DE REMESAS DE MATERIALES RADIATIVOS. Colección Seguridad No 87. OIEA, Viena.
- PLANIFICACIÓN Y PREPARACIÓN DE LA RESPUESTA A EMERGENCIAS DEBIDAS A ACCIDENTES DE TRANSPORTE EN LOS QUE INTERVIENEN MATERIALES RADIATIVOS. Colección Seguridad No 87. OIEA, Viena. 1989.
- DANGEROUS GOOD REGULATIONS. Quality in Air Transport. 34th Edition 1995. IATA. International Air Transport Association.
- ICRP "1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection" ICRP, Publicación 60. 1991.
- BIAGGIO, Alfredo L. Radiactividad y radiaciones ionizantes. Seguridad radiológica No. 1 septiembre 1.990. sociedad Argentina de Radioprotección. Buenos Aires.
- INTERNACIONAL COMISIÓN ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. ICRU REPORT 19. Radiation Quantities and Units.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; "Management of Radioactive Wastes Produced by Users of Radioactive Materials", Safety Series No. 70, IAEA, Vienna (1985).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; "Treatment And Conditioning Of Radiactive Solid Waste", IAEA-TECDOC-655. Vienna (1992).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; "Review of Available Options for Low Level Radiactive Waste Disposal, IAEA – TECDOC-661. Boletín del OIEA, Vol 31 # 4 1989, Viena Austria. Boletín del OIEA, Vol 36 # 1. 1994, Viena Austria.
- MINISTERIO DE SANIDAD Y CONSUMO SECRETARIA GENERAL TECNICA, Protección Radiológica en Medicina Nuclear, Madrid (1988).
- INSTITUTO DE CIENCIAS NUCLEARES Y ENERGIAS ALTERNATIVAS; "Curso de capacitación en Protección Radiológica para las aplicaciones medicas", INEA, Memorias Pilar Infante, Bogotá, Octubre 1995.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; "The Principles of Radioactive Waste Management", Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995).

- COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA-UNIVERSIDAD DE BUENOS AIRES; Curso de Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, Buenos Aires (1998).
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; “Techniques and Practices for Pretreatment of Low and Intermediate Level Solid and Liquid Radioactive Wastes”, TRS No. 272, Vienna (1987).
- RODRIGUEZ PASQUES, Rafael, Introducción a la Tecnología Nuclear. Editorial Universitaria de Buenos Aires. 1978.
- COMMISSION OF THE EUROPEAN COMMUNITIES, JOINT RESEARCH CENTRE, Radiation Protection Course for Safeguard Inspectors, Ispra, Italia. 1997
- TANARRO, Agustín. Instrumentación Nuclear, Madrid, 1970
- SAFETY REPORTS SERIES No.16, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments. 2000
- ICRU. “Radiation Protection Instrumentation and its Application”. Report No.20. Whashington, D.C. USA. 197
- OBERHOFER, Martin y otros. “Applied Thermoluminiscent Dosimetry”. Editorial Adam Hilger Ltd. Bristol. Brussels and Luxembourg. 1981
- BROSEDA, A. “Conceptos de Dosimetría, cámaras y electrómetros. Cadena de Calibración”. Centro de Investigaciones Energéticas, medioambientales y tecnológicas. Avenida Complutense, 22, 28040, Madrid, España. 1988
- ICRP “International Commission of Radiological Protection”. ICRP publicación 60. IAEA, SAFETY STANDARDS SERIES, Assessment of Occupational Exposure due to External Sources of Radiation”, Vienna. 1999
- NORMAS BASICAS INTERNACIONALES DE SEGURIDAD PARA LA PROTECCION CONTRA LA RADIACION IONIZANTE Y PARA LA SEGURIDAD DE LAS FUENTES DE RADIACION. Vienna. 1997.
- IAEA, Personal Dosimetry Systems for External Radiation Exposures. Colección de Informes Tecnicos No.109. IAEA, Vienna. 1970.
- GUSTAVO MASSERA. Magnitudes y Unidades en Protección Radiologica, curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear. Buenos Aires 1997.
- INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. ICRU REPORT 19. Radiation Quantities and Units. Washington D.C. 1975.
- COMISION INTERNACIONAL DE PROTECCION RADIOLOGICA Recomendaciones 1990.
- Normas Básicas Internacionales de Seguridad Para la Protección Contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación 1994.
- GUSTAVO MASSERA. Magnitudes y Unidades en Protección Radiologica, curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear. Buenos Aires 1997.
- INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. ICRU REPORT 19. Radiation Quantities and Units. Washington D.C. 1975.
- Curso Práctico de Dosimetría Física en Radioterapia. Universidad de Texas, San Antonio, Texas, USA. 1988.
- ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación, OIEA,1994.
- BENNISON DAN, Normas de Protección Radiológica y su aplicación. Reimpresión Buenos Aires 1994.

- MENOSSI CARLOS A, Protección Radiológica Ocupacional. Reimpresión Buenos Aires 1994.
- ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, Normas Básicas de Seguridad en materia de Protección Radiológica, Colección Seguridad No. 9, OIEA, 1982.
- IAEA. "Recommendations for the safe use and regulation of radiation sources in industry, Medicine, research and teaching". LAEA, Safety Series No. 102. Vienna, 1990.
- IAEA "Protección Radiológica". IAEA, Boletín Vol. 30, No.3 Vienna, Austria, 1988.
- ICRP. "Limits for Intakes of Radionuclides by Workers" ICRP, Publicación 30, Part 1. 1979.
- ICRP. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP, publicación 60. 1991.
- ICRP. "Annual Limits on Intake of Radionuclides by Workers Based on the 1990 Recommendations"
- ICRP, Publicación 61. 1991.
- OPS. "Protección contra la radiación ionizante de fuentes externas utilizadas en medicina". OPS.
- Cuaderno Técnico No. 15. Washington, D.C. 20037, U.S.A- 1988.
- IAEA. "Recommendations for the safe use and regulation of radiation sources in industry, medicine, research and teaching". IAEA, Safety Series No. 102. Vienna, 1990.
- ICRP. "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection"
- ICRP, Publicación 60. 1991.
- ININ. "Apuntes del curso sobre explotación segura de instalaciones para irradiación". ININ, Curso Regional ARCAL 1 Centro Nuclear de México, 1991.
- McGUIRE, Stephen y otros. "Working Safely in Gamma Radiography". Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, D.C. 20555 U.S.A. 1982.
- RODRIGUEZ, Rafael. "Introducción a la tecnología nuclear" Editorial Universitaria de Buenos Aires, Argentina 1978.
- SIRKIN HUGO. Interacción de la Radiación con la Materia. Curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear. Buenos Aires 1997.
- RODRÍGUEZ PASQUÉS RAFAEL; Introducción a la Tecnología Nuclear. Editorial Universitaria de Buenos Aires. 1978.
- TANARO AGUSTIN, Instrumentación Nuclear, Madrid, 1970.
- STEWART C. BUSHONG, SC. D. FACR, FACMP, Manual de Radiología para Tecnólogos, editorial MOSBY, 1993, Madrid (ESPAÑA).



## **ANEXOS**

INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR		GUIA VERSION: <b>01</b> 02/2002
PROYECTO: <b>ES4-02</b>	<b>GUIA DE PRACTICA          DETERMINACION DE INDICES          DE TRANSPORTE</b>	Pag.1 de 1

## 1. OBJETIVOS

- ⇒ Determinar el índice de transporte de una fuente radiactiva por medio de un monitoraje en aire usando un detector de radiación.
- ⇒ Calcular el blindaje en plomo, hormigón etc., que se debe utilizar para el transporte de la fuente radiactiva.
- ⇒ Escoger el instrumento adecuado y verificar su correcto funcionamiento.

## 2. MATERIALES

- ⇒ Fuente de Cs-137 con una actividad de 200 mCi.
- ⇒ Contenedor adecuado de acuerdo al tamaño y tipo de radiación que emite la fuente.
- ⇒ Diversos monitores de radiación.
- ⇒ Cinta métrica.
- ⇒ Etiquetas de transporte.

## 3. PROCEDIMIENTO

- ⇒ Cada grupo escogerá un instrumento y luego se evaluará si es adecuado y si está en buenas condiciones de operación.
- ⇒ Registrar las tasas de exposición en contacto y a un (1) metro del contenedor.
- ⇒ Una vez se hallan realizado y analizado las medidas anteriores se procede a etiquetar el contenedor.
- ⇒ Si es necesario se debe sugerir un blindaje adicional para reducir la categoría del contenedor

INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR	 <b>INGEOMINAS</b>	GUIA VERSION: <b>01</b> 02/2001
PROYECTO: <b>C01R06</b>	<b>GUIA DE PRACTICA          INSTRUMENTACION NUCLEAR</b>	Pag.1 de 2

## 1. OBJETIVO GENERAL

- ↗ Familiarizarse con algunas formas de detección y medida de las radiaciones ionizantes.
- ↗ Introducir el concepto de fondo natural de radiación.
- ↗ Comparar las respuestas de diferentes equipos a campos de radiación idénticos.

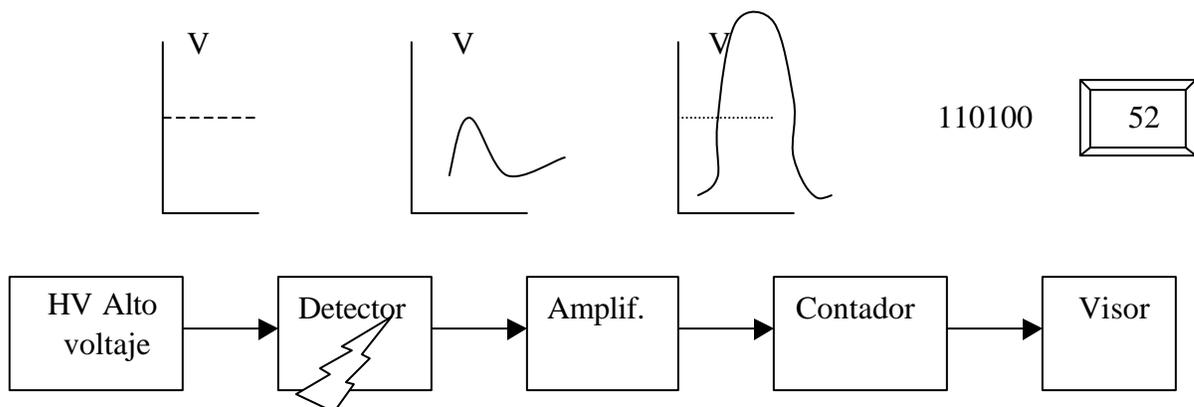
## 2. OBJETIVO ESPECIFICO

- ↗ Realizar medidas del fondo natural de radiación y con fuentes radiactivas.

## 3. INSTRUMENTOS Y MATERIALES

- ↗ Un tubo Geiger Muller o un detector de centelleo (NaI).
- ↗ Un escalímetro.
- ↗ Un cronómetro.
- ↗ Una fuente de alto voltaje.
- ↗ Fuentes de radiación emisoras gamma.

## 4. CARACTERÍSTICAS Y FUNCIONAMIENTO DE LOS EQUIPOS A UTILIZAR EN LA PRÁCTICA.



INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR		GUIA VERSION: <b>01</b> 02/2001
PROYECTO: <b>C01R06</b>	<b>GUIA DE PRACTICA          INSTRUMENTACION NUCLEAR</b>	Pag.2 de 2

## 5. PROCEDIMIENTO

Verifique los ajustes de apagado.

Componente	Parámetros	Ajusted de apagado	
		Para el G. Muller	Equipo Nal.
<b>Amplificador</b>	Ganancia fina	1	1
	Ganancia gruesa	5	20
	Línea base	0	0
	Ventana	0 %	0%
	Modo	Integral	Ventana
<b>Escalímetro</b>	HV Grueso	0	0
	HV Fino	0	0
	Tiempo de conteo	5min	5min
	Rango de medida	X 1	X 1
	Speaker	ON	ON

- ↻ Encienda el amplificador y el escalímetro.
- ↻ En el escalímetro aumente pausadamente los voltajes gruesos hasta alcanzar el voltaje de operación del detector. (Geiger Muller de 800 V, detector de NaI de 1000 V).
- ↻ Tome dos (2) lecturas del fondo natural de cinco (5) minutos cada una y registre los datos.
- ↻ Realice una nueva medición del fondo durante cinco (5) minutos con las fuentes dentro del laboratorio y registre los datos.
- ↻ Realice mediciones de cinco (5) minutos cada una con las fuentes radiactivas.

Tabla de datos	Cuentas obtenidas en 5 min				
	Grupo 1	Grupo 2	Grupo 3	Grupo 4	Grupo 5
<b>Fondo 1</b>					
<b>Fond0 2</b>					
<b>Fondo con Fuentes</b>					
<b>Fuente 1</b>					
<b>Fuente 2</b>					

INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR		GUIA VERSION: 01 02/2001
PROYECTO: C01R06	<b>GUIA DE PRACTICA          PARAMETROS          OPERACIONALES EN          PROTECCIÓN RADIOLOGICA</b>	Pag.1 de 2

## 1. OBJETIVO GENERAL

- ☞ Verificar experimentalmente la utilidad de los parámetros operacionales para la protección contra la radiación externa.

## 2. OBJETIVO ESPECIFICO

- ☞ Comprobar la dependencia de la intensidad de la radiación frente a los parámetros distancia, tiempo y blindaje.

## 3. INSTRUMENTOS Y MATERIALES

- ☞ Un tubo Geiger Muller o un detector de centelleo (NaI).
- ☞ Un escalímetro
- ☞ Un amplificador de señal
- ☞ Fuentes de radiación emisoras gamma.

## 4. PROCEDIMIENTO

- ☞ Verifique los ajustes de apagado.
- ☞ Encienda el equipo y coloque el detector en su voltaje de operación.

### PARAMETRO TIEMPO

- ☞ Tome una lectura del fondo y registre el resultado.
- ☞ Halle por porción correspondiente a 1 y 2 minutos, registre el valor en la tabla.
- ☞ Coloque una fuente frente a la ventana del detector y tome dos (2) lecturas para cada uno de los siguientes tiempos 1, 2 y 5 minutos y registre los datos en la tabla correspondiente.
- ☞ Haga una gráfica de cuentas netas en función de tiempo para los tres puntos hallados (cuentas netas en eje Y y tiempo en el X) y verifique el comportamiento lineal.  
 Cuentas de fondo en 5 minutos: \_\_\_\_\_

TIEMPO (min)	CUENTAS	CUENTAS NETAS

INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR		GUIA VERSION: 01 02/2001
PROYECTO: C01R06	<b>GUIA DE PRACTICA          PARAMETROS          OPERACIONALES EN          PROTECCIÓN RADIOLOGICA</b>	Pag.2 de 2

### PARAMETRO DE DISTANCIA

- ↪ Coloque una fuente en el portafuentes frente a la ventana del detector en la ranura más alejada (sexta ranura, 6 u.m.) y haga lectura de 5 min. Registre el valor en la tabla.
- ↪ Coloque una fuente en el portafuentes frente a la ventana del detector en la cuarta ranura (4 u.m.) y haga lectura de 5 min. Registre el valor en la tabla.
- ↪ Coloque una fuente en el portafuentes frente a la ventana del detector en la segunda ranura (2 u.m.) y haga lectura de 5 min. Registre el valor en la tabla.
- ↪ Haga una gráfica de cuentas netas en función de  $1/\text{dist}^2$  para los tres puntos hallados (cuentas netas en el eje Y y  $1/\text{dist}^2$  en el eje X) y verifique el comportamiento lineal.

DISTANCIA (u.m.)	$(1/\text{dist}^2)(\text{u.m.}^2)$	CUENTAS NETAS	$1/(\text{DISTANCIA})^2 \text{ cm}^{-2}$

### PARAMETRO BLINDAJE

- ↪ Coloque una fuente en el portafuentes frente a la ventana del detector en la rejilla más alejada.
- ↪ Tome una lectura del fondo de cinco (5) minutos y registre el resultado.
- ↪ Con diferentes espesores del material suministrado, colocados en las rejillas interpuestos entre la fuente y el detector, realice medidas de cinco (5) minutos cada una y registre los datos en la tabla correspondiente.
- ↪ Haga una gráfica de  $\text{Ln}(\text{Co}/\text{C})$  en función de espesor para los tres puntos hallados ( $\text{Ln Co}/\text{C}$  en eje Y y espesor en el X) y verifique el comportamiento lineal.

Cuentas sin blindaje (Co): \_\_\_\_\_

ESPEJOR ( $\text{mg}/\text{cm}^2$ )	CUENTAS	CUENTAS NETAS(C)	Co/C	$\text{Ln}(\text{Co}/\text{C})$

<p>INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENTIFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR</p>		<p>GUIA VERSION: 01 02/2002</p>
<p>PROYECTO: ES4-02</p>	<p><b>GUIA DE PRACTICA BUSQUEDA Y EVALUACION DE RIESGOS DE UNA FUENTE PERDIDA</b></p>	<p>Pag.1 de 1</p>

## 1. OBJETIVOS

- ↪ Evaluar los procedimientos que se deben seguir para encontrar una fuente perdida.

## 2. OBJETIVOS PARTICULARES

- ↪ Escoger el método más adecuado para realizar el monitoraje con el fin de ubicar la fuente.
- ↪ Escoger el instrumento de medición apropiado y verificar su correcto funcionamiento.
- ↪ Interpretar las lecturas obtenidas para evaluar el riesgo en cercanías de la fuente.
- ↪ Establecer la distancia mínima de acercamiento teniendo en cuenta las pinzas que se poseen.
- ↪ Medir el tiempo de exposición a la fuente y cuantificar las dosis recibidas por el operario para no superar los límites establecidos.

## 3. MATERIALES EMPLEADOS

- ↪ Una fuente de Ra-226 con una actividad de 1 mCi.
- ↪ Pinzas
- ↪ Castillo adecuado de acuerdo al tipo de radiación.
- ↪ Diferentes monitores portátiles de radiación.
- ↪ Cronómetro
- ↪ Cinta métrica

## 4. PROCEDIMIENTO

- ↪ Se hará una evaluación de los niveles de exposición en cercanías de la fuente.
- ↪ Cada grupo escogerá un instrumento y verificará su funcionamiento.
- ↪ El grupo deberá sugerir un plan para recorrer el área y ubicar la fuente.
- ↪ Una vez localizada la fuente se procederá a delimitar el área según los niveles de radiación medidos.
- ↪ Posteriormente se realiza un simulacro de retorno de la fuente al castillo teniendo en cuenta el tiempo máximo que puede durar la operación.
- ↪ Luego de haber optimizado el procedimiento anterior se efectuará el retorno de la fuente radiactiva.



INSTITUTO DE INVESTIGACION E INFORMACION GEOCIENFICA, MINERO-AMBIENTAL Y NUCLEAR		GUIA VERSION: <b>01</b> 02/2001
PROYECTO: <b>C01R06</b>	<b>GUIA DE PRACTICA          DE DOSIMETRIA TLD</b> Fis. Jorge Macana	Pag.2 de 2

- 4.5. Con el equipo HARSHAW 6600 se hace el proceso de lectura.
- 4.6. Con los datos obtenidos se procede a hacer el análisis respectivo.
- 4.7. Conclusiones.

## 5. PREGUNTAS

- 5.1. Son satisfactorias las magnitudes que suministra el equipo con respecto a las dosis impartidas?

## TABLA DE CONTENIDO

1. ESTRUCTURA ATÓMICA Y RADIATIVIDAD.....	1
INTRODUCCIÓN.....	1
1.1 ESTRUCTURA ATÓMICA.....	1
1.2 RADIATIVIDAD.....	4
1.2.1 Procesos de desintegración.....	4
1.2.2 Ley de transformación radiactiva.....	7
1.2.3 Período de semidesintegración.....	8
1.2.4 Radiaciones ionizantes.....	8
2. INTERACCIÓN DE LA RADIACIÓN CON LA MATERIA.....	10
INTRODUCCIÓN.....	10
2.1 ASPECTOS GENERALES DE LA INTERACCIÓN ENTRE DOS PARTÍCULAS CARGADAS.....	11
2.1.1 Interacción de los electrones con la materia .....	12
2.1.2 Interacción electrón-electrón - Poder de frenado por “colisión” .....	13
2.1.3 Interacción electrón-núcleo - Poder de frenado por “frenado” .....	14
2.1.4 Longitud de la trayectoria y alcance práctico .....	15
2.1.5 Interacción de partículas cargadas pesadas con la materia .....	16
2.2 INTERACCIÓN DE LOS NEUTRONES CON LA MATERIA.....	17
2.3 INTERACCIÓN DE LOS FOTONES CON LA MATERIA.....	19
2.3.1 Mecanismos de interacción entre los fotones y las partículas materiales.....	20
3. MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMÉTRICAS .....	25
INTRODUCCIÓN.....	25
3.1 DEFINICIONES .....	26
3.2 MAGNITUDES DOSIMÉTRICAS.....	27
3.2.1 Energía impartida ( $\epsilon$ ):.....	27
3.2.2 Dosis absorbida (D) .....	28
3.2.3 Tasa de dosis absorbida (D):.....	29
3.2.4 Exposición (X):.....	29
3.2.5 Relación entre D y X.....	29
3.3 MAGNITUDES DE APLICACIÓN EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA .....	30
3.3.1 Factores de Ponderación de los Tejidos ( $W_T$ ).....	31
3.3.2 Dosis Efectiva (E).....	31
4. EJERCICIOS DE MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMÉTRICAS.....	33
5. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LA RADIACIÓN.....	36
INTRODUCCIÓN.....	36
5.1 RADIACIÓN Y DOSIS.....	37
5.2 FUENTES NATURALES DE RADIACIÓN .....	38
5.3 EFECTOS DE LA RADIACIÓN EN EL HOMBRE.....	39
5.3.1 Clasificación global de los efectos de la radiación sobre el ser humano .....	40

5.3.2 Efectos agudos.....	40
5.3.3 Aceptabilidad de los riesgos.....	41
6. FUNDAMENTOS Y OBJETIVOS DE LA PROTECCION RADIOLOGICA.....	42
INTRODUCCION .....	42
6.1 ACTIVIDADES HUMANAS Y EXPOSICION A LA RADIACION.....	43
6.1.1 Tipos de exposicion a la radiacion. ....	43
6.2 OBJETIVOS DE LA PROTECCION RADIOLOGICA.....	43
6.2.1 Justificación de la práctica .....	43
6.2.2 Optimizacion de la proteccion.....	43
6.2.3 Limites de dosis individuales .....	44
6.3 LIMITES .....	44
6.3.1 límites básicos o primarios.....	44
6.3.2 Límites secundarios.....	44
6.3.3 Límites derivados .....	45
6.3.4 Límites autorizados.....	45
6.4 NIVELES DE REFERENCIA .....	46
6.4.1 Nivel de registro.....	46
6.4.2 Nivel de investigación.....	46
6.4.3 Nivel de intervención.....	46
6.5 CONDICIONES DE SERVICIO .....	47
6.5.1 Mujeres embarazadas .....	47
6.5.2 Jóvenes.....	47
6.6 CLASIFICACION DE ZONAS.....	47
6.6.1 Zona controlada.....	47
6.6.2 Zona supervisada.....	47
7. EVALUACION DE RIESGOS EN EL MANEJO DE FUENTES RADIOACTIVAS .....	48
7.1 EVALUACION DE RIESGOS EN EL MANEJO DE FUENTES RADIOACTIVAS ....	48
7.2 RIESGOS DE IRRADIACIÓN EXTERNA.....	48
7.3 MEDIDAS DE PROTECCION PARA LA IRRADIACION EXTERNA.....	49
7.4 RIESGOS DE CONTAMINACIÓN EXTERNA E INTERNA.....	50
7.5 MEDIDAS DE PROTECCION CONTRA LA CONTAMINACION.....	50
7.6 CONTAMINACION .....	51
8. PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES DE PROTECCION RADIOLOGICA PARA LA IRRADIACION EXTERNA .....	52
INTRODUCCION .....	52
8.1 PROCEDIMIENTOS OPERACIONALES PARA DISMINUIR LOS RIESGOS A LA IRRADIACION EXTERNA.....	52
8.2 MANEJO DEL PARÁMETRO TIEMPO .....	52
8.3 MANEJO DEL PARÁMETRO DISTANCIA.....	53
8.4 MANEJO DEL PARAMETRO BLINDAJE.....	54
8.4.1 Blindaje Para Fuentes Emisora Alfa .....	54
8.4.2 Blindaje Para Emisoras Beta.....	55
8.4.3 Blindaje Para Fuentes Emisoras De Radiación Gamma .....	55
8.4.4 Procedimientos Para el Cálculo de Blindajes, en el Caso de la Radiación Gamma ....	57
8.5 PROCEDINTOS DE MONITOREO .....	58
9. EJERCICIOS SOBRE PARAMETROS OPERACIONALES .....	59
10. INSTRUMENTACION EN PROTECCION RADIOLOGICA.....	61

INTRODUCCION.....	61
10.1 CLASIFICACION DE LA INSTRUMENTACION.....	61
10.2 DETECTORES GASEOSOS .....	62
10.2.1 Camaras de ionizacion.....	62
10.2.2 Contadores proporcionales.....	63
10.2.3 Contadores GEIGER MULLER .....	63
10.3 DETECTORES SEMICONDUCTORES .....	64
10.4 DETECTORES DE CENTELLEO .....	64
10.5 INTENSIMETROS O MONITORES DE RADIACION.....	65
10.6 MANEJO DE LA INSTRUMENTACION.....	65
10.7 ASPECTOS PRACTICOS EN LA UTILIZACION DE INTENSIMETROS .....	66
10.8 DOSIMETROS PERSONALES.....	67
10.9 USO Y ESCOGENCIA DEL INSTRUMENTO CON FINES DE RADIOPROTECCION.....	68
10.10 INSTRUMENTACION USADA EN EL MONITOREO DE LA RADIACION.....	70
11. GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y FUENTES EN DESUSO.....	71
INTRODUCCION.....	71
11.1 CLASIFICACION DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS .....	71
11.2 CRITERIOS GENERALES EN LA GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS....	72
11.3 APLICACIONES MEDICAS E INVESTIGACION.....	73
11.4 GUIA DE MANEJO DE RESIDUOS GENERADOS EN MEDICINA NUCLEAR..	74
11.5 APLICACIONES INDUSTRIALES .....	79
11.6 GESTION DE FUENTES SELLADAS EN DESUSO .....	79
11.6.1 Devolución al Proveedor.....	79
11.6.2 Exención del control reglamentario después de un almacenamiento .....	79
11.6.3 Almacenamiento a corto plazo y posterior evacuación cerca de la superficie.....	80
12. VIGILANCIA RADIOLOGICA INDIVIDUAL .....	81
INTRODUCCION.....	81
12.1 OBJETIVOS PRINCIPALES DE LA VIGILANCIA RADIOLOGICA INDIVIDUAL.....	81
12.2 PLANES DE VIGILANCIA RADIOLOGICA.....	82
12.2.1 Tipo y amplitud de la vigilancia.....	82
12.2.2 Seleccin, ensayo, calibracion y mantenimiento de instrumentos adecuados.....	82
12.3 RESPONSABILIDAD Y FUNCIONES .....	83
12.4 INTERPRETACION DE RESULTADOS .....	84
12.4.1 Nivel de detectabilidad.....	84
12.4.2 Nivel de registro .....	84
12.4.3 Nivel de investigacion.....	84
12.4.4 Nivel de intervencion.....	84
12.5 MANTENIMIENTO DE REGISTROS Y COMUNICACION DE RESULTADOS DE DOSIS.....	84
12.6 CUANDO ES NECESARIA LA VIGILANCIA RADIOLOGICA INDIVIDUAL? ..	85
12.7 TIPOS DE DOSIMETROS PERSONALES .....	85
12.7.1 Dosímetro de película .....	86
12.7.2 Dosímetros termoluminiscentes (TLD) .....	86
12.7.3 Detectores de trazas revelables por ataque químico .....	88
12.8 PERIODO DE USO DEL DOSIMETRO.....	88

12.9 UBICACIÓN DEL DOSIMETRO DURANTE EL TRABAJO Y EL DESCANSO ..	88
12.10 RESPUESTA DE UN DOSIMETRO DE PELICULA AL TIPO Y ENERGIA DE LA RADIACION.....	88
13. DENSIMETROS NUCLEARES .....	89
INTRODUCCIÓN .....	89
13.1 DETERMINACIÓN DE DENSIDAD MEDIANTE EL USO DEL DENSÍMETRO NUCLEAR.....	89
13.1.1 Medición de la densidad por transmisión.....	89
13.1.2 Medición de la densidad por retrodispersión (backscattering) .....	90
13.1.3 Fuente radiactiva que usa el densímetro nuclear para la determinación de la densidad.....	90
13.2 DETERMINACIÓN DE LA HUMEDAD MEDIANTE EL USO DEL DENSÍMETRO NUCLEAR.....	92
13.2.1 Fuente radiactiva que usa el densímetro nuclear para la determinación de la humedad .....	92
13.2.2 Interacción de los neutrones con la materia.....	93
14. MEDIDORES NUCLEARES .....	95
INTRODUCCIÓN .....	95
14.1 TIPOS DE MEDIDORES .....	95
14.1.1 Medidores de transmisión.....	95
14.1.2 Medidores de retrodispersión.....	96
14.1.3 Medidores reactivos. ....	97
14.2 EQUIPO UTILIZADO PARA LA MEDICIÓN .....	98
14.3 PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN MATERIA DE MEDIDORES.....	98
14.3.1 Medidores portátiles.....	98
14.3.2 Mantenimiento de los medidores .....	99
14.3.3 Almacenamiento y contabilidad.....	99
14.3.4 Medidas en caso de emergencia.....	100
15. GAMMAGRAFIA INDUSTRIAL Ing. Esp. Fernando Mosos .....	101
15.1 RADIOGRAFÍA .....	101
15.2 RADIACIONES UTILIZADAS PARA RADIOGRAFÍA.....	101
15.3 EQUIPO UTILIZADO PARA RADIOGRAFÍA .....	102
15.4 CONTENEDORES DE PROYECCION.....	102
15.5 POSIBLES PROBLEMAS DE LOS CONTENEDORES.....	103
15.6 REQUISITOS DE LOS CONTENEDORES PARA EXPOSICIONES.....	104
15.7 PRUEBA DE FUGAS PARA FUENTES RADIOGRÁFICAS .....	105
15.8 ALMACENAMIENTO DEL EQUIPO .....	105
15.9 PROCEDIMIENTOS DE RADIOGRAFÍA .....	105
15.10 ACTUACION EN CASO DE EMERGENCIA.....	106
16. TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO .....	109
INTRODUCCIÓN .....	109
16.1 DEFINICIONES .....	110
16.1.1 Transportista.....	110
16.1.2 Transporte.....	110
16.1.3 Autoridad competente .....	110
16.1.4 Condiciones normales de transporte .....	110
16.1.5 Condiciones accidentales de transporte.....	110

16.1.6 Bulto.....	110
16.1.7 Embalaje.....	110
16.1.8 Sistema blindante .....	111
16.1.9 Sistema de contención.....	111
16.1.10 Contaminación radiactiva de un bulto .....	111
16.1.11 Contaminación radiactiva transitoria de un bulto .....	111
16.1.12 Materiales radiactivos en forma especial.....	111
16.1.13 Índice de transporte.....	111
16.2 CONDICIONES A TENER EN CUENTA EN EL TRANSPORTE.....	112
16.2.1 Contención de los materiales objeto del transporte .....	112
16.2.2 Control de la radiación externa emitida por los bultos .....	112
16.2.3 Prevención de daños causados por el calor emitido por los bultos.....	112
16.2.4 Prevención de la criticidad nuclear .....	112
16.3 PRINCIPIOS SOBRE LOS CUALES SE FUNDAMENTAN LAS NORMAS DE TRANSPORTE.....	112
16.4 OBJETIVO DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS.....	113
16.5 CRITERIOS DE ANÁLISIS DE SEGURIDAD EN EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO .....	113
16.5.1 Etapa I: análisis de riesgos inherentes al transporte.....	113
16.5.2 Etapa II: análisis de incidentes y accidentes previsibles durante el transporte.....	114
16.5.3 Etapa III: análisis de consecuencias de incidentes y accidentes .....	115
16.5.4 Etapa IV: desarrollo del sistema de transporte .....	115
16.6 TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS EN EL INTERIOR DE ESTABLECIMIENTOS .....	115
16.7 TIPOS DE BULTOS .....	115
16.7.1 Bultos exceptuados .....	115
16.7.2 Bultos industriales.....	116
16.7.3 Bultos tipo A.....	116
16.7.4 Bultos tipo B .....	116
16.8 ENSAYOS PARA SOPORTAR CONDICIONES NORMALES DE TRANSPORTE.....	117
16.9 ENSAYOS PARA SOPORTAR CONDICIONES ACCIDENTALES DE TRANSPORTE.....	117
16.9.1 Ensayo mecánico.....	117
16.9.2 Ensayo térmico.....	117
16.9.3 Ensayo de inmersión en agua.....	117
16.10 SEÑALIZACION, ROTULADO Y NOTIFICACIONES .....	117
16.10.1 Documentos de Expedición.....	118
16.10.2 Etiquetas de transporte.....	118
16.10.3 Rotulado en los bultos.....	119
16.10.4 Rótulos en los medios de transporte .....	119
16.10.5 Notificaciones especiales .....	119
16.11 ASPECTOS A SEGUIR EN EL TRANSPORTE DE MATERIAL RADIACTIVO.....	119
16.11.1 Sobre los niveles de radiación en los bultos. ....	119
16.11.2 Sobre los rotulos en los bultos .....	120
16.11.3 Sobre el transporte en vehículos por carretera.....	120

17. Emergencias radiológicas.....	122
17.1 TIPOS DE ACCIDENTES RADIOLOGICOS .....	122
17.1.1 Accidentes con fuentes o material radiactivo.....	122
17.1.2 ¿Dónde ocurren los accidentes radiológicos? .....	122
17.1.3 Consecuencias .....	122
17.2 HISTORIA DE LOS ACCIDENTES RADIOLOGICOS .....	122
17.3 EJEMPLOS.....	124
17.4 ACCIDENTES RADIOLOGICOS (GOIÂNIA, Brasil).....	125
17.4.1 Algunos Ejemplos de Accidentes Radiológicos (Goiania).....	125
17.4.2 Lecciones aprendidas .....	128
17.4.3 Conclusiones del Accidente .....	128
17.4.4 Precauciones prácticas.....	129
17.4.5 LECCIONES APRENDIDAS .....	129
17.4.6 CONCLUSIONES .....	129
18. APLICACIONES MÉDICAS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES .....	131
18.1 RADIODIAGNOSTICO MEDICO.....	131
18.2 RADIOTERAPIA .....	133
18.2.1 TELETERAPIA.....	133
1.2.2 BRAQUITERAPIA.....	136
18.3 MEDICINA NUCLEAR.....	138
BIBLIOGRAFIA.....	142
TABLA DE CONTENIDO.....	146