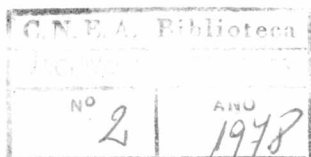


06.78.03



COMISION INTERAMERICANA DE ENERGIA NUCLEAR Y
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA DE LA REPUBLICA ARGENTINA

**CURSO LATINOAMERICANO DE INGENIERIA NUCLEAR
ORIENTADO A LA CAPACITACION BASICA PARA LA
IMPLEMENTACION DE PROGRAMAS NUCLEOELECTRICOS**



CNEA AC- 46/78

FUNDAMENTOS DE RADIODOSIMETRIA

Prof. ING. A. L. BIAGGIO

BUENOS AIRES - ARGENTINA

OCTUBRE - 1978

1.- INTRODUCCION

1.1.- Definiciones básicas: Con el objeto de determinar con precisión el alcance de la clase es conveniente definir:

- a) Partículas directamente ionizantes: Son las partículas cargadas con suficiente energía cinética como para producir ionización por colisión (partículas α ; β ; p^+ y etc.)
- b) Partículas indirectamente ionizantes: Son las partículas sin carga eléctrica (fotones, neutrones, etc.) con capacidad para liberar partículas directamente ionizantes o iniciar transformaciones nucleares (en su interacción con la materia).
- c) Radiación ionizante: Es cualquier radiación consistente en partículas directa o indirectamente ionizantes o en mezcla de ambas.

NOTA: El término "partículas" incluye los fotones, radiación electromagnética ionizante, (RX: γ) por ser su interacción de tipo cuántico o particular.-

El análisis se limitará entonces a los fundamentos de dosimetría de las radiaciones ionizantes en un todo de acuerdo con la extensión del término que surge de las definiciones a); b) y c).-

1.2.- Proceso básico de cesión de energía de un campo de radiación de un material:

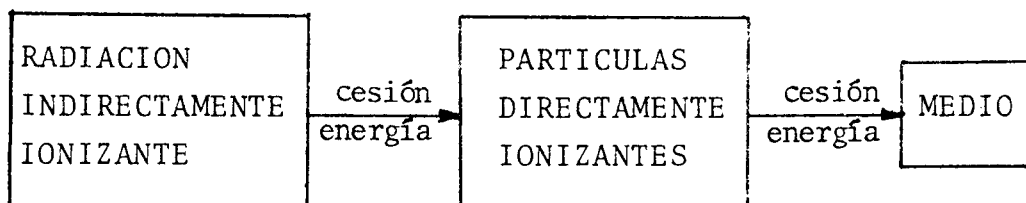
1.2.1.- Partículas directamente ionizantes: La partícula directamente ionizante entrega prácticamente toda su energía cinética por múltiples colisiones (interacciones campo eléctrico- campo eléctrico) que se traducen en procesos de ionización y excitación en el material a lo largo y en el entorno de la trayectoria de la partícula.

Un proceso secundario de pérdida de energía de una partícula directamente ionizante que en algunos casos, es necesario tener en cuenta es la emisión de radiación de frenamiento, (Bremsstrahlung), particularmente importante en la interacción de electrones de alta energía con materiales de número atómico elevado.

...///

1.2.2.- Partículas indirectamente ionizantes: En este caso la cesión de energía al medio es indirecta, de allí su nombre. En la primer etapa la interacción de estas partículas con el medio libera partículas directamente ionizantes, es decir hay una transferencia de energía de radiación indirectamente ionizante a partículas directamente ionizantes. En la segunda etapa se reitera el proceso indicado en 1.2.1.

En forma esquemática:



En el caso de fotones los tres procesos básicos de interacción, efecto fotoeléctrico, Compton y de formación de pares, liberan electrones que entregan luego energía al medio. En el caso de neutrones la cesión de energía al tejido humano se realiza fundamentalmente a través del proceso de dispersión elástica con núcleos de hidrógeno que da lugar a protones de retroceso que ceden energía al medio por colisión.

2.- MAGNITUDES DOSIMETRICAS FUNDAMENTALES

2.1.- Dosis Absorbidas: (D) Es el cociente diferencial $\frac{d\bar{E}}{dm}$ por dm donde $d\bar{E}$ es la energía media impartida por Radiación ionizante a la materia en un volumen elemental. y dm es la masa de dicho volumen elemental.

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

Debe entenderse que $d\bar{E}$, energía media impartida por la radiación al medio en dm es la energía ABSORBIDA por el medio en dm. El cociente $d\bar{E}/dm$ expresa entonces la energía absorbida por unidad de masa.

...///

...///

La unidad especial para dosis absorbida es el Gray

$$1 \text{ Gy} = \frac{1 \text{ Joule}}{\text{Kg}}$$

Dado que esta unidad ha sido recientemente impuesta por el S.I. es común que se utilice en la práctica habitual la unidad rad.

$$1 \text{ rad.} = \frac{100 \text{ erg.}}{\text{g}} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

Se destaca que la magnitud física, dosis absorbida, es totalmente independiente del material y del tipo de radiación ionizante que imparte la energía. Se puede entonces hablar de dosis absorbida en tejido humano, cemento, acero, etc. y de dosis absorbida debida a una radiación de neutrones o gamma: α o β : o de neutrones y gamma, etc.

Tal cual está definida la magnitud dosis absorbida es una función de punto y en protección radiológica puede resultar interesante saber que energía se entregó a un órgano dado o cual es la dosis media en esa masa.

Las expresiones de cálculo serían:

$$\bar{E} = \int_M D(m) \cdot dm$$

Energía media impartida a la masa M ó, antiguamente, dosis integral.

$$\bar{D} = \frac{1}{M} \int_M D(m) \cdot dm$$

Dosis media en la masa M.

...///

Es evidente que la dosis absorbida en una masa dada variará, en general, punto a punto. En un órgano determinado se tendrá entonces un valor de dosis absorbida máxima, un valor de mínimo y un valor medio. La determinación de los tres valores es conveniente, dado que permite evaluar el grado de homogeneidad de la dosis.

- 2.2.- Tasa de Dosis Absorbida: ($\dot{D}$) Es la derivada temporal de la dosis absorbida.

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}$$

- 2.3.- Exposición: A pesar de sus grandes limitaciones es una magnitud aun en uso. LA MAGNITUD EXPOSICION ESTA LIMITADA A RADIACION ELECTROMAGNETICA IONIZANTE (RX y γ) Y AL MEDIO AIRE.
Por razones prácticas se acota su uso generalmente a energías de fotones inferiores a 3 MeV.
Conceptualmente podría decirse que es una manera de evaluar la intensidad de un campo de radiación X o γ por la ionización que dicho campo produce en el aire.

Definición: Exposición es el cociente dQ/dm , donde dQ es el valor absoluto de la carga total de los iones de un signo producidos en aire cuando todos los electrones (negatrones y positrones) liberados por fotones en un volumen elemental de aire de masa dm son frenados en aire

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

La unidad especial es el ROENTGEN

$$1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{-4} \frac{\text{Coulomb}}{\text{Kg}}$$

- 2.4.- Tasa de Exposición: Es la derivada temporal de la exposición.

...///

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \left[\frac{R}{h} \right]$$

3.- RELACIONES FUNDAMENTALES:

3.1.- Partículas Directamente Ionizantes: Desde el punto de vista de irradiación externa las partículas cargadas no tienen prácticamente interés dada su escasa penetración. Su alcance limitado y escaso hace muy sencillo y económico su blindaje.

Para los nucleídos normales emisores α su energía no excede de 5,5 MeV con un alcance en aire del orden de los centímetros y, en el caso más extremo, emisores α sobre la piel, no llegarían a atravesar la primera capa de la misma (0,07 mm) con daño biológico prácticamente cero.

En el caso de emisores β la situación es distinta pues su alcance en tejido humano es del orden de 1 a 2 cm. Sin embargo bastaría que entre el emisor β y la persona se interpusieran algunos milímetros de acero, aluminio, vidrio, etc. para reducir a cero todo el flujo β .

Algunos casos particulares de irradiación externa β requieren especial atención, como ejemplo gases nobles en aire, pero es un problema dificultoso por la importancia de los aspectos de difusión y escape al alcance de esta exposición.

Desde el punto de vista de irradiación interna las partículas directamente ionizantes son, por el contrario, sumamente importantes. Su escaso alcance hace que entreguen su energía en una masa prácticamente limitada a la zona donde se ha metabolizado el radionucleído (recuerden que se ha definido dosis absorbida como el cociente energía absorbida sobre masa).

En la práctica, para el caso de dosimetría de fuentes internas que como se ha visto es el importante, se acepta que la partícula cargada cede

...///

toda su energía en la masa en que está distribuido el radionucleido. Si se asume distribución uniforme con una cierta actividad específica la tasa de dosis absorbida se obtendría por la siguiente relación:

$$\dot{D} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{n}} \right) = \frac{A(\text{Ci})}{M(\text{Kg})} \cdot 3.7 \times 10^{10} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{Ci}^{-1} \cdot \sum p_i E_i (\text{Mev}) \cdot C_1 \left(\frac{\text{Joule}}{\text{Mev}} \right) \cdot C_2 \left(\frac{\text{S}}{\text{n}} \right) \cdot \frac{1 \text{ Gy}}{\text{Joule/Kg}}$$

$$\dot{D} \left(\frac{\text{Gy}}{\text{n}} \right) = 21,312 \cdot \frac{A(\text{Ci})}{M(\text{Kg})} \cdot \sum p_i E_i (\text{Mev}) \quad (I)$$

Donde:

A (Ci): Es la actividad en el instante en que se calcula D

M(Kg): Es la masa del órgano, o parte del mismo, o tejido, donde se encuentra distribuida la actividad A

P_i : Es la abundancia relativa de partículas de energía E_i

E_i (MeV): Es la energía de las partículas α o β . En este último caso debe tomarse la energía media.

Los demas son factores de conversión de unidades.

En el caso de emisores β no se tiene en cuenta que parte de la energía es radiada como radiación X (Bremsstrahlung) dado que es insignificante la corrección resultante.

Puede observarse de la expresión (I) que lo que se obtiene en realidad es la energía emitida por unidad de masa. Como se asume distribución uniforme la situación será de equilibrio y por lo tanto será igual a la energía absorbida. (En realidad esto es exacto si la masa en cuestión no es demasiado pequeña y, por supuesto, hay problemas de borde. Sin embargo los órganos humanos son lo suficientemente grandes como para poder generalmente descartar estos fenómenos)

...///

La expresión (I) permite obtener la tasa de dosis absorbida en un momento dado. Para obtener la dosis absorbida sería necesario integrarla en el tiempo.

La actividad en la masa M se reducirá en el tiempo por suma de dos efectos. El decaimiento físico y la eliminación biológica.

El decaimiento físico del nucleído se define por su período de semidesintegración (T_f).

Si se asume un modelo de eliminación biológica exponencial puede definirse un período de semieliminación biológica (T_b).

En estas condiciones la tasa de dosis variará en el tiempo según la expresión:

$$\dot{D}(t) = \dot{D}_{t=0} e^{-\lambda_f t} \cdot e^{-\lambda_b t} \quad \lambda_f = \frac{\ln 2}{T_f}$$

$$\lambda_b = \frac{\ln 2}{T_b}$$

Puede definirse entonces un valor efectivo $\lambda_E = \lambda_f + \lambda_b$.

$$\therefore \dot{D}(t) = \dot{D}_{t=0} \cdot e^{-\lambda_E t}$$

$$y \quad D = \int_0^t \dot{D}(t) dt = \frac{\dot{D}_{t=0}}{\lambda_E} \cdot (1 - e^{-\lambda_E t}) \quad (II)$$

La expresión (II) permitirá calcular la dosis absorbida debida a una fuente interna en aquellos casos en que sea una aproximación suficiente suponer una eliminación biológica de tipo exponencial.

...///

3.2.- RADIACION INDIRECTAMENTE IONIZANTE

3.2.1.- Condiciones generales: La radiación indirectamente ionizante es importante desde el punto de vista de irradiación externa. A diferencia del caso de partículas directamente ionizantes su alcance no es limitado (teóricamente es infinito). Esto hace que en el entorno de cualquier fuente de radiación indirectamente ionizante la densidad de flujo de partículas sea distinta de cero, independientemente de la existencia o no de blindaje.

Los sistemas de atenuación (blindajes) tiene por objeto reducir la densidad de flujo, y por consiguiente la tasa de dosis, a niveles prefijados de acuerdo a los criterios de protección radiológica de aplicación, pero es físicamente imposible llegar a nivel cero.

3.2.2.- Magnitudes que Caracterizan a un Campo de Radiación:

En general, para definir un campo de radiación a los efectos de evaluar el mismo es necesario determinar en cada punto, o al menos en la zona de interés, las densidades de flujo y los espectros de energía. A los efectos de uniformizar el lenguaje se define:

- a) Fluencia de Partículas: Φ Es el cociente de dN por $d\alpha$ donde dN es el número de partículas que ingresan a una esfera elemental centrada en el punto de interés de sección transversal $d\alpha$

$$\Phi = \frac{dN}{d\alpha}$$

- b) Densidad de Flujo de Partículas: φ Es la derivada temporal de la fluencia de partículas

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt}$$

...///

- c) Fluencia de Energía: $(\bar{\Psi})$ Es el cociente de dE por da , donde dE es la suma de las energías, excluyendo las energías de reposo, de todas las partículas que ingresan a una esfera elemental centrada en el punto de interés de sección transversal da .

$$\bar{\Psi} = \frac{dE}{da}$$

- d) Densidad de Flujo de Energía: (ψ) Es la derivada temporal de la fluencia de energía

$$\psi = \frac{d\bar{\Psi}}{dt}$$

3.2.3. La Relación Densidad de Flujo de Energía - Tasa de Dosis Absorbida: Esta relación se establece a través de una magnitud característica del material, el

Coefficiente Másico de Absorción de Energía $\left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)$

El coeficiente másico de absorción de energía de un material para radiación indirectamente ionizante de una dada energía, representa la fracción de energía que es absorbida en la unidad de masa de dicho material.

Con estas consideraciones puede escribirse, para radiación monoenergética:

$$\dot{D} = \psi \left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right) \cdot C \quad (II)$$

Donde $\dot{D}$; ψ y $\left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)$ ya han sido definidos y C es una constante de conversión de unidades.

...///

3.2.4.- La Relación Densidad de Flujo de Energía-Tasa de

Exposición: Se recuerda que cuando se hace referencia a la magnitud exposición esto implica que se está hablando de radiación electromagnética ionizante (Rx ó γ) y aire como material.

Se ha definido la unidad de exposición, el Roentgen, como

$$1R = \frac{2,58 \times 10^{-4} C}{Kg}$$

de acuerdo a la definición de exposición esto implica que la exposición será 1 R cuando en un Kg de aire se hayan formado, como resultado de interacción de fotones con esa masa, un número de pares de iones tal que su sumatoria, tomando el valor absoluto de un solo signo, implica una carga eléctrica total de $2,58 \times 10^{-4}$ coulomb.

Considerando que la carga eléctrica de un ión es la carga eléctrica del electrón y que se ha determinado que para formar un par de iones en el aire es necesario entregar a este medio 33,7 eV es fácil deducir que la energía total absorbida por un Kg de aire cuando la exposición es de 1R es de

$$1R \Rightarrow \frac{8,7 \times 10^{-3} J}{Kg}$$

De acuerdo a lo expuesto y teniendo en cuenta que la energía por unidad de masa se obtiene como el producto de

$$\psi \left(\frac{MeV}{g} \right)$$

puede ponerse

$$\dot{X} \left(\frac{R}{h} \right) = \psi \left(\frac{MeV}{g} \right)_{aire} \cdot C \cdot \frac{1R}{87 \times 10^{-3} \text{ Joule/Kg}} \quad (III)$$

...///

3.2.5.- La Relación de la Dosis Absorbida-Exposición: La expresión (II) puede ponerse

$$\dot{D}\left(\frac{\text{Gy}}{\text{h}}\right) = \psi\left(\frac{\mu\text{en}}{\rho}\right)_{\text{tejido}} \cdot C \cdot \frac{1 \text{ Gy}}{\text{Joule/Kg}} \quad (\text{IV})$$

y como

$$\dot{X}\left(\frac{\text{R}}{\text{h}}\right) = \psi\left(\frac{\mu\text{en}}{\rho}\right)_{\text{aire}} \cdot C \cdot \frac{1 \text{ R}}{8,7 \times 10^{-3} \text{ Joule/Kg}} \quad (\text{V})$$

resulta

$$\frac{\dot{D}}{\dot{X}} = \frac{D}{X} = 8,7 \times 10^{-3} \frac{\left(\frac{\mu\text{en}}{\rho}\right)_{\text{tejido}}}{\left(\frac{\mu\text{en}}{\rho}\right)_{\text{aire}}} \cdot \frac{\text{Gy}}{\text{R}} \quad (\text{VI})$$

Para las energías γ habituales en la práctica y tejido acuoso, la expresión (VI) puede tomarse como igual a 10^{-2} Gy/R . Es decir que si la tasa de exposición es de 1 R/h se considera en protección radiológica que la tasa de dosis absorbida es de 10^{-2} Gy/h (usando la unidad Rad sería 1 rad/h, con esta unidad serían numericamente iguales).

Para bajas energías esta relación no es válida y deberá calcularse el valor exacto en cada caso usando la expresión VI. En particular se destaca que puede SUBESTIMARSE notablemente la dosis absorbida si el tejido en cuestión es hueso.

4.- MAGNITUDES FUNDAMENTALES DE USO EN PROTECCION RADIOLOGICA.

4.1.- Dosis Equivalente:

...///

4.1.1- Introducción: Se sabe que los efectos biológicos varían, a igual dosis absorbida e idénticas condiciones de irradiación, para los distintos tipos de radiación. La magnitud dosis absorbida es entonces una magnitud insuficiente para su uso en protección radiológica. Se necesita otra magnitud que permita sumar dosis debidas a distintas radiaciones ionizantes, adecuadamente ponderadas en función de las características de cada tipo de radiación.

Para protección radiológica se ha efectuado la ponderación teniendo en cuenta los efectos estocásticos tardíos y la variable más importante que caracteriza la interacción de la radiación ionizante con el material que es el poder de frenamiento de colisión.

El poder de frenamiento de colisión de un material para partículas cargadas es el coeficiente de dE por $d\ell$, donde dE es la energía perdida por colisión por una partícula cargada de una determinada energía al atravesar la distancia $d\ell$ en el material en cuestión.

$$S_{al} = \left(\frac{dE}{d\ell} \right)_{al}$$

NOTA: El S_{al} es igual a la transferencia lineal de energía infinita ($LET \propto$ ó $L \propto$)

4.1.2. El Factor de Calidad: Teniendo en cuenta lo expuesto en 4.1.1. se han determinado los valores de un factor de ponderación, llamado factor de calidad, en función del S_{al} en agua de la radiación ionizante en cuestión.

...///

TABLA I

Scal agua	Q
KgV/m	—
3,5 ó menos	1
7	2
23	5
53	10
175 ó más	20

$$R\alpha, \gamma, \beta^-, \beta^+ \rightarrow Q=1$$

$$\alpha \rightarrow Q=20$$

$$n \rightarrow 2 < Q < 11$$

4.1.3.- La Dosis Equivalente (H): Se define como:

$$H = D Q N$$

H: Dosis Equivalente

D: Dosis absorbida

Q: Factor de calidad

N: Otros factores modificatorios (actualmente se toma N= 1)

La unidad especial de dosis equivalente es el Sievert

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ Gy} \times Q$$

Puede también hablarse de tasa de dosis equivalente que tendrá como expresión:

$$\dot{H} = \dot{D} Q N$$

NOTA: La dosis equivalente es, en cierta forma, un indicador de riesgos por efectos estocásticos tardíos. Por ello no debe usarse nunca como indicador en caso de accidente.

...///

- 4.2.- Los Indices de Dosis: Como se ha expresado anteriormente en el caso de irradiación externa de un cuerpo la dosis absorbida variará punto a punto. También variará la dosis equivalente, aunque no tiene porque seguir exactamente la misma ley de variación dado que puede variar simultaneamente D y Q.

Un problema común en la práctica es que cuando se dice que se ha medido una cierta dosis absorbida no se llega a saber si es la máxima dosis que recibiría una persona, o el valor medio o ninguno de ambos. Tampoco queda claro si se ha tenido en cuenta la modificación que en el campo de radiación introduce el propio receptor.

Es evidente que, a los efectos de verificar el cumplimiento de los límites de dosis o de límites derivados se hace necesario establecer condiciones especiales de medición perfectamente normalizadas. Para tal fin se ha elegido un cuerpo esférico de composición equivalente al tejido acuoso, de 30 cm. de diámetro y se han definido dos magnitudes de uso en protección radiológica para control de la irradiación externa. Estas magnitudes se han llamado índice de dosis absorbida e índice de dosis equivalente.

Se define como índice de dosis absorbida en un punto al valor máximo de la dosis absorbida que se encontraría en la esfera citada si se centra la misma en el punto en cuestión. De la misma forma se define el Índice de Dosis Equivalente

DI = máxima D en la esfera

HL = máxima H en la esfera

Los índices de dosis así definidos son los llamados "irrestringidos". Como en ciertos casos en la práctica era conveniente poder discernir entre dosis en superficie y en profundidad se extendió el concepto y se considera la esfera dividida en tres capas:

La primera capa, de 0,07 mm., es la capa externa y no se tiene en cuenta el valor que toma la dosis en ella.

La segunda capa es de 1 cm. de espesor y el valor

...///

máximo que se encuentra en ella se los denomina Índice de Dosis Superficial. La tercera es la esfera interior de 14 cm. de radio y al valor máximo que se encuentra en ella se denomina Índice de Dosis Profundo.

En resumen se tiene:

Índice de Dosis Absorbida: Superficial DI_s ,
Profundo DI_D

Índice de Dosis Equivalente: Superficial HI_s ,
Profundo HI_D

El Índice de Dosis Irrestricto, tal cual fue definido, es el mayor entre el superficial y el profundo.

DI (irrestricto) el mayor entre DI_s y DI_D

HI (irrestricto) el mayor entre HI_s y HI_D .

...///

BIBLIOGRAFIA:

- 1) RADIATION DOSEMETRY (HIME AND BRONWELL)
- 2) INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS
AND MEASUREMENTS (I C R U) REPORTS N° 19
AND 25.
- 3) INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL
PROTECTION (I C R P) PUBLICATIONS N° 21
AND 26.
- 4) NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND
MEASUREMENTS (N C R P) REPORT N°38.