

## 1 Magnitudes y unidades radiológicas

El empleo de las primeras fuentes radiactivas en numerosas aplicaciones científicas puso de manifiesto la toxicidad de las radiaciones. Como consecuencia de ello, se planteó en primer lugar la necesidad de conocer los efectos que la radiación induce en un medio dado y, en particular, sobre los tejidos de los organismos vivos. Igualmente, era preciso establecer los modos adecuados de detección y medida de las radiaciones para poder determinar, finalmente, de qué manera pueden protegerse de ellas los organismos vivos.

### 1.1 Aspectos generales

El estudio de las cuestiones presentadas hasta aquí, se ha canalizado a través de tres ramas relacionadas entre sí:

- a) La *radiobiología*, que estudia los efectos de las radiaciones ionizantes en los seres vivos.
- b) La *dosimetría*, que intenta fijar las magnitudes y unidades adecuadas para estimar de la manera más completa posible los fenómenos que la radiación induce en la materia.
- c) La *protección radiológica*, que estudia los modos y condiciones -sean tecnológicas o administrativas- necesarios para protegerse de los efectos nocivos de las radiaciones.

Entre los organismos internacionales que se dedican al estudio de la protección radiológica, destaca la "International Commission on Radiological Protection" (ICRP); en estudios de los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes el "United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation", (UNSCEAR). En magnitudes radiológicas, la "Internacional Commission on Radiation Units and Measurements" (ICRU). Otros organismos que dedican esfuerzos a la protección radiológica son la Organización Mundial de la Salud (OMS) y el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA).

Los diversos estados ya sea individualmente o agrupados, por ejemplo en la Comunidad Económica Europea, establecen en su legislación reglamentos específicos sobre protección radiológica de obligado cumplimiento, que en general se inspiran en las recomendaciones de alguno de los organismos

anteriormente citados, especialmente de la ICRP.

Se ha visto que para estudiar una radiación como fenómeno físico se pueden utilizar magnitudes tales como el flujo, la intensidad de la radiación y su espectro energético. Ahora bien, para analizar sus efectos biológicos es preciso disponer de otras magnitudes y unidades que relacionen la radiación con los efectos que induce. Para poder definir tales unidades es imprescindible conocer el proceso básico que conduce de la radiación al efecto biológico. Muy brevemente, dicho proceso es el siguiente:

a) En el estudio de las interacciones de la radiación con la materia se ha visto que cuando aquélla penetra en un medio interacciona con sus átomos y va perdiendo energía. Entonces, *localmente*, se van absorbiendo *fracciones* de la energía de la radiación.

b) Esta energía absorbida induce en los tejidos toda una serie de efectos fisicoquímicos: rotura de moléculas, creación de radicales libres, recombinaciones, etc. Estos procesos, muy complejos y, en general, poco conocidos, conducen a alteraciones o destrucciones de las células y, por tanto, al efecto biológico.

Se observa, pues, que la *energía absorbida localmente* será un parámetro importante en dosimetría ya que el efecto biológico deriva de la degradación de dicha energía.

Dado que el problema de medir la cantidad de radiación se planteó en el curso de las primeras aplicaciones médicas de los rayos X, se convino en emplear el término *dosis*, como extensión de su acepción médica, para expresar dicha cantidad de radiación. Por otro lado, del análisis de los modos de interacción de la radiación con la materia se deduce que uno de los principales mecanismos de pérdida de energía es la ionización; así pues, parece razonable suponer y de hecho así lo demuestra la experiencia, que el daño biológico estará íntimamente ligado con el número total de iones creados por la radiación en la materia. Además, como la cámara de ionización permitía medir fácilmente el número de iones creados en un gas, se intentó, en un principio, medir la dosis de una radiación a través de la ionización que inducía. De ahí nació el concepto de *dosis de exposición*, que siguiendo las recomendaciones de la ICRU se denomina simplemente *exposición*.

La aparición de los reactores nucleares supuso la producción de otros tipos de fuentes radiactivas (neutrones, beta, alfa, etc.) que pronto encontraron aplicación en la industria y en la investigación. Si a ello se añade el hecho de que la ionización producida por una radiación en un medio no es fácil de medir, excepto en el caso de los gases, se comprende que surgiera la necesidad de definir nuevas magnitudes. Aparece entonces el concepto de *dosis absorbida*, que relaciona la energía intercambiada entre la radiación y una determinada masa de materia.

Finalmente, como dos partículas distintas de la misma energía tienen alcances diferentes, resulta que si bien la energía total cedida al medio puede ser la misma (absorción total de las dos partículas), la energía cedida por unidad de recorrido puede ser muy diferente, con lo cual es de prever que el efecto biológico también diferirá de un caso al otro. Para tener en cuenta este hecho, se definen la *eficacia*

*biológica relativa (EBR), el factor de calidad y la dosis equivalente.*

## 1.2 Magnitudes y unidades

Las principales magnitudes dosimétricas y su correspondiente definición según la Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas (ICRU) son las presentadas a continuación. Cabe señalar que los conceptos de dosis absorbida y dosis equivalente se han revisado recientemente por la ICRP, en su publicación 60, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, aunque su incorporación a las áreas de la dosimetría y protección radiológica, todavía está en curso.

### 1.2.1 Fluencia y flujo de partículas

*Fluencia de partículas*,  $\phi$ , es el cociente de  $dN$  por  $da$  donde  $dN$  es el número de partículas que penetran en una esfera y  $da$  es el área de la sección normal de dicha esfera.

$$\phi = dN/da \quad \text{Unidad: m}^{-2}$$

*Densidad de flujo*, o simplemente *flujo*,  $\varphi$ , es el cociente de  $d\phi$  por  $dt$  donde  $d\phi$  es el incremento de fluencia en el intervalo  $dt$ .

$$\varphi = d\phi/dt \quad \text{Unidad: m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$$

*Fluencia de energía*,  $\Psi$ , es el cociente entre la energía de la radiación incidente,  $dR$ , en una esfera de área normal  $da$  y dicha sección normal.

$$\Psi = dR/da \quad \text{Unidad: J} \cdot \text{m}^{-2}$$

*Flujo energético o tasa de fluencia de energía*,  $\psi$ , es el cociente de  $d\Psi$  por  $dt$ , donde  $d\Psi$  es la variación de la fluencia de energía por intervalo de tiempo  $dt$ .

$$\psi = d\Psi/dt \quad \text{Unidad: J} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$$

#### Ejemplo

Como ejemplo de manejo de las magnitudes anteriores, supóngase una fuente radiactiva puntual isótropa, de  $^{60}\text{Co}$ , de actividad  $3,7 \cdot 10^7$  Bq (1 mCi). Determinar el flujo y flujo energético de fotones a 1 m de la fuente.

Como el  $^{60}\text{Co}$  emite dos fotones de 1,332 MeV (100%) y 1,173 MeV (100%), a 1 m fluyen

$$\frac{3,7 \cdot 10^7 \text{ s}^{-1}}{4 \pi (1 \text{ m})^2} = 2,944 \cdot 10^6 \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

de cada energía.

El flujo energético para los fotones de 1,33 MeV será de

$$2,944 \cdot 10^6 \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1} \cdot 1,332 \text{ MeV} \cdot \frac{1,6 \cdot 10^{-13} \text{ J}}{1 \text{ MeV}} = 6,27 \cdot 10^{-7} \text{ J} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$$

y para la energía 1,173 MeV, de

$$2,944 \cdot 10^6 \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1} \cdot 1,173 \text{ MeV} \cdot \frac{1,6 \cdot 10^{-13} \text{ J}}{1 \text{ MeV}} = 5,52 \cdot 10^{-7} \text{ J} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$$

### 1.2.2 Exposición

Esta magnitud, *que se aplica solamente a las radiaciones X o  $\gamma$  en aire*, se representa con el símbolo X y se define como el cociente

$$X = dQ/dm,$$

donde  $dQ$  es el valor absoluto de la carga de todos los iones de un mismo signo producidos en el aire cuando todos los electrones liberados por los fotones en un volumen elemental de aire cuya masa es  $dm$ , han sido completamente detenidos.

Para analizar un poco esta definición recuérdese que las radiaciones X y  $\gamma$  son *indirectamente ionizantes*. En efecto, se ha visto que estas radiaciones interaccionan con la materia según tres procesos, a saber: efecto fotoeléctrico, efecto de Compton y producción de pares. En estos procesos se liberan electrones, *electrones secundarios*, que al ser partículas cargadas serán los causantes de la ionización. Considérese un volumen de material de masa  $dm$  (Fig. 1.1) en el que incide un haz de fotones; algunos de ellos interaccionan en  $dm$  según uno o más de los procesos enumerados anteriormente. Sean, por ejemplo, los fotones  $\gamma_1$  y  $\gamma_2$ . Como consecuencia se liberan electrones, en  $dm$ , los cuales irán creando iones por colisión hasta perder toda su energía, es decir, a lo largo de todo su recorrido.

Si la carga total de los iones de un mismo signo creados por dichos electrones es  $dQ$ , la exposición viene dada por el cociente entre esta carga y la masa  $dm$  donde han sido liberados los electrones causantes de la ionización. Obsérvese que  $dQ$  no es la carga de los iones liberados en  $dm$  sino la de los *iones creados por los electrones secundarios liberados en  $dm$* . Así,  $dQ$  no incluye los iones creados en  $dm$  por un electrón liberado en el exterior de  $dm$  (caso de  $\gamma_3$  en la fig. 1.1).

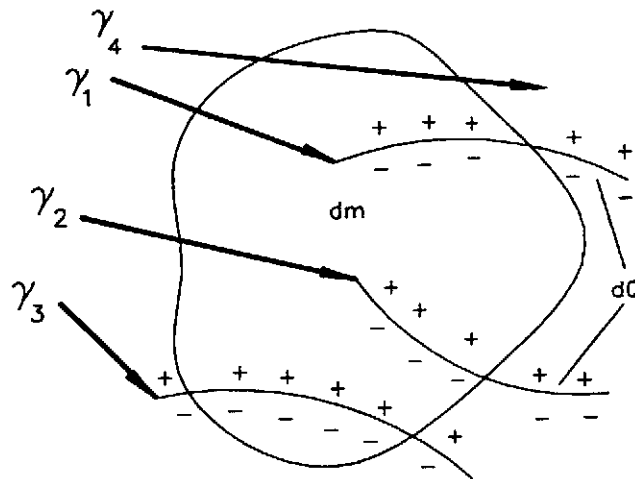


Fig. 1.1 Esquema de la definición de exposición

También hay que notar otro aspecto importante de la definición de la exposición. En efecto, recuérdese que los electrones de elevada energía pierden una parte importante de la misma emitiendo radiación de frenado que al ser absorbida puede conducir también a la formación de iones. Pues bien, en  $dQ$  no se incluye la carga de estos iones. Obsérvese que la definición implica que los electrones secundarios sean liberados por los fotones en el volumen de referencia mientras los pares de iones son producidos a lo largo de las trayectorias de dichos electrones. Como resulta muy difícil estimar el número de pares de iones así formados, se introduce el concepto de *equilibrio electrónico* suponiendo que la ionización producida en el exterior del volumen de referencia por electrones generados en él se compensa con la ionización producida en el interior por electrones generados fuera de él (Fig. 1.2). De la definición de exposición se deduce que la unidad correspondiente en el Sistema Internacional (SI) es el C/kg.

La unidad especial que se utiliza para medir la exposición es el *roentgen*, de símbolo  $R$ , que se define como "la exposición de radiación X o  $\gamma$  tal que, en condiciones normales de presión y temperatura, produce en 1 centímetro cúbico de aire (0,001293 g), electrones secundarios que crean iones que transportan la unidad electrostática de carga de cada signo". El roentgen es equivalente, según su definición, a

$$1R = \frac{1 \text{ u.e.s}}{0,001293 \text{ g aire}} \cdot \frac{1 \text{ coulomb}}{2,996 \cdot 10^9 \text{ u.e.s}} \cdot \frac{1 \text{ g}}{10^{-3} \text{ kg}} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ C/kg}$$

y el número total de pares de iones formados sería

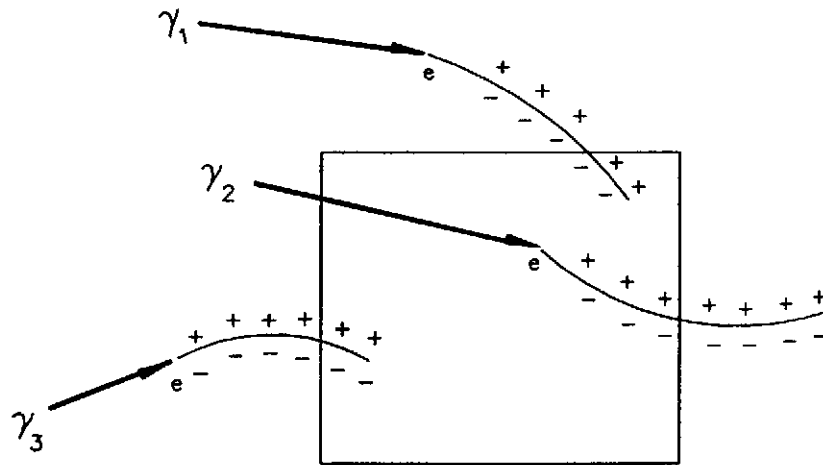


Fig. 1.2 Representación esquemática del concepto de equilibrio electrónico

$$\frac{1 \text{ u.e.s./cm}^3}{4,8 \cdot 10^{-10} \text{ u.e.s./par}} = 2,08 \cdot 10^9 \text{ pares/cm}^3 ,$$

siendo  $4,8 \cdot 10^{-10}$  u.e.s. la carga del electrón ya que ésta es la carga del ión por la propia naturaleza del proceso.

Nótese que el roentgen mide la exposición pero no la dosis de la radiación y no hace referencia a la energía de ésta ni a su flujo, de manera que, en realidad, en lugar de medir una "cantidad de radiación" expresa cuantitativamente su efecto en el aire.

Finalmente, *la tasa de exposición* se define como el cociente entre la exposición y el tiempo y su unidad es el  $\text{C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ , aunque se utiliza también el R/h u otros múltiplos o submúltiplos.

### 1.2.3 Dosis absorbida

Antes de definir la *dosis absorbida* es conveniente definir la *energía impartida* por la radiación a un volumen dado de material. Considérese un haz de partículas, directa o indirectamente ionizantes, que penetran en un determinado volumen (Fig. 1.3). Estas partículas inciden con unas energías  $T_1, T_2, T_3$ , etc. Por otro lado, del volumen considerado, salen al exterior un conjunto de partículas con unas energías  $T'_1, T'_2, T'_3, \dots$ , etc. de modo que llamando

$$\Sigma E_{in} = T_1 + T_2 + T_3 + \dots ,$$

a la suma de las energías (exceptuando las energías en reposo) de todas las partículas que penetran en un volumen dado, y

$$\Sigma E_{ex} = T'_1 + T'_2 + T'_3 + \dots ,$$

a la suma de las energías (excepto las energías en reposo) de todas las partículas que abandonan dicho volumen, se tiene que la diferencia

$$\Sigma E_{in} - \Sigma E_{ex}$$

expresa la energía que ha sido absorbida por la masa contenida en el volumen considerado.

Además, en el interior del elemento de volumen pueden tener lugar algunas reacciones nucleares inducidas por la radiación incidente. En estas reacciones se gasta y se libera energía de modo que si se indica por  $\Sigma Q$  a la suma de todas las energías liberadas, menos la suma de todas las energías gastadas, resulta finalmente que *la energía impartida* al volumen de referencia viene definida por

$$\epsilon = \Sigma E_{in} - \Sigma E_{ex} + \Sigma Q ,$$

donde  $\epsilon$  representa la energía impartida, que es una variable de naturaleza aleatoria.

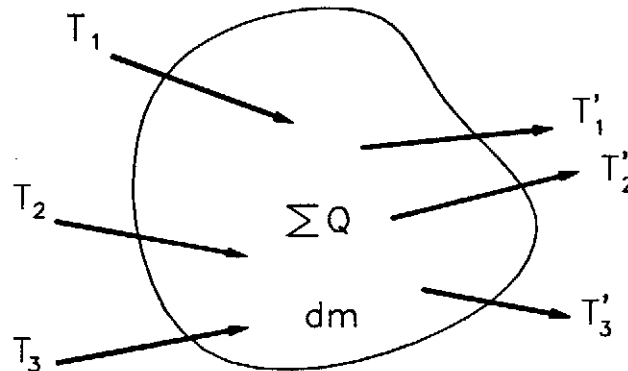


Fig. 1.3 Representación esquemática de la definición de energía impartida

Se puede definir un valor medio para la energía impartida que se representa por  $\bar{\epsilon}$ , y a partir de ella aparecen el concepto de *dosis absorbida*  $D$  o simplemente *dosis* como el cociente

$$D = \bar{\epsilon} / dm ,$$

donde  $\bar{d\epsilon}$  es el valor medio de la energía impartida por la radiación a la materia en un volumen elemental y  $dm$  es la masa de la materia contenida en dicho volumen. Es importante notar que la energía impartida, y por lo tanto, la dosis, depende del tipo de radiación y de su intensidad, así como de la naturaleza del material irradiado.

La unidad de dosis en el SI es el J/kg que se denomina *gray* y se representa por Gy.

Otra unidad especial que se utiliza para la dosis absorbida es el *rad*, que corresponde a una energía impartida media de 100 ergios por cada gramo de material irradiado, con las siguientes equivalencias:

$$\begin{aligned} 1 \text{ Gy} &= 100 \text{ rad} , \\ 1 \text{ rad} &= 0,01 \text{ Gy} . \end{aligned}$$

Si la variación de la dosis durante un intervalo de tiempo  $dt$  es  $dD$  se define como tasa de dosis a la relación

$$\dot{D} = dD/dt ,$$

que suele expresarse en Gy/s o rad/h. Por otra parte, es normal el uso de múltiplos y submúltiplos de estas unidades (por ejemplo, mGy,  $\mu$ Gy, mrad, krad, etc.)

#### 1.2.4 Relación entre exposición y dosis absorbida

Para determinar la exposición hay que medir la ionización producida por una radiación X o gamma en el aire, lo cual resulta bastante fácil con el empleo de las cámaras de ionización. En cambio, la dosis absorbida es más difícil de medir y, por lo tanto, es interesante disponer de una relación que permita obtener la dosis en el aire y, por extensión, en cualquier otro medio, a partir de la exposición de una radiación.

Sea una masa elemental de aire  $\Delta m$  en la que los fotones incidentes liberan un cierto número de electrones secundarios cuya suma de energías cinéticas cedidas al medio sea  $\Delta E$ . Parte de esta energía será disipada creando iones y el resto se emitirá en forma de radiación de frenado (que también será absorbida pero no localmente). Si  $g$  es la fracción disipada en forma de radiación de frenado, la cantidad de energía que se emplea para producir pares de iones es

$$\Delta E \cdot (1 - g)$$

Sea  $\bar{w}$  la energía media necesaria para crear un par de iones en el aire. Se formarán

$$\frac{\Delta E (1 - g)}{\bar{w}} \text{ iones} .$$



Como cada electrón secundario induce la creación de un par de iones de carga igual a la del electrón, resulta que la carga liberada en  $\Delta m$  es

$$\Delta Q = e \frac{\Delta E (1 - g)}{w},$$

siendo  $e = 1,6 \cdot 10^{-19}$  C la carga del electrón. Por lo tanto, la exposición vendrá dada por

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m} = e \frac{\Delta E (1 - g)}{w \cdot \Delta m}.$$

Se admite que existen condiciones de *equilibrio electrónico*, es decir, parte de la energía disipada en el exterior de la masa  $\Delta m$  viene compensada por la energía que otros electrones liberados en el exterior ceden a la masa contenida en  $\Delta m$  (Fig. 1.2).

De hecho, las condiciones de equilibrio electrónico constituyen un caso ideal aunque los resultados son de gran validez práctica.

Por tanto, en condiciones de equilibrio electrónico, la energía impartida a  $\Delta m$  es precisamente  $\Delta E$ , con lo cual la dosis es

$$D = \Delta E / \Delta m$$

y por lo tanto

$$X = e \frac{D}{w} (1 - g).$$

Si se admite que el valor de  $g$  es prácticamente despreciable respecto a la unidad, queda

$$X = e \frac{D}{w}.$$

La exposición y la dosis absorbida en aire son por tanto proporcionales.

Para hallar la equivalencia en rad de 1 R de exposición en el aire de radiación X o  $\gamma$  basta tener en cuenta la definición del röntgen y que para crear un par de iones en el aire se precisa una energía de aproximadamente 33,7 eV. Así, se tiene

$$1R = \frac{1 \text{ u.e.s.}}{0,001293g} \cdot \frac{1 \text{ par ión}}{4,8 \cdot 10^{-10} \text{ u.e.s}} \cdot \frac{33,7eV}{\text{par ión}} \cdot \frac{1,6 \cdot 10^{-12} \text{ erg}}{1 \text{ eV}} = 86,88 \text{ erg/g} = 0,87rad.$$

Es decir,

$$D_{\text{aire}}(\text{rad}) = 0,87 \cdot X (\text{roentgen}) .$$

En el SI, dicha equivalencia es

$$D_{\text{aire}}(\text{Gy}) = 33,7 \cdot X (\text{C/kg}) .$$

Para poder determinar la dosis en cualquier otro medio distinto del aire a partir de la exposición de la radiación X o  $\gamma$  en el aire, es necesario utilizar *el coeficiente de absorción de energía* de un material que se representa por  $\mu_a$  y se define como la fracción de energía de los fotones incidentes que es absorbida por unidad de longitud en un medio de densidad  $\rho$ . Normalmente se expresa en términos másicos  $\mu_a/\rho$ .

Como consecuencia de esta definición se deduce que la dosis X o  $\gamma$  absorbida en un medio es directamente proporcional al coeficiente másico de absorción.

Para una energía E dada de los fotones y una fluencia de los mismos  $\phi$ ,

$$D \sim \phi E \frac{\mu_a}{\rho} .$$

Por lo tanto, dados dos medios  $m_1$  y  $m_2$  con fluencias  $\phi$  de fotones de la misma energía, las dosis absorbidas se relacionan según

$$\frac{D_{m1}}{(\mu_a/\rho)_{m1}} = \frac{D_{m2}}{(\mu_a/\rho)_{m2}} .$$

Si  $m_2$  es el aire, la dosis en el medio  $m_1$  puede ser determinada a partir de la dosis absorbida en aire,  $D_A$ , o incluso de la exposición y de los coeficientes de absorción energética.

$$D_{m1} = \frac{(\mu_a/\rho)_{m1}}{(\mu_a/\rho)_A} \cdot D_A = \frac{(\mu_a/\rho)_{m1}}{(\mu_a/\rho)_A} \cdot 0,87 X ,$$

donde X se expresa en roentgen y  $D_{m1}$  en rad.

Se llama f a la expresión

$$f = \frac{(\mu_a/\rho)_{m1}}{(\mu_a/\rho)_A} \cdot 0,87$$

y sus valores se encuentran tabulados para los casos más interesantes (tabla 1.1). Por ejemplo, para tejidos blandos que son sensiblemente equivalentes al agua, y para fotones de energía comprendida entre 10 keV y 10 MeV, se tiene un valor medio de  $f$  del orden de 0,96 de manera que

$$D_{\text{tejido}} (\text{rad}) = 0,96 \cdot X (\text{roentgen}) .$$

Sin embargo, esta relación debe ser analizada con cautela. Significa que si en un cierto volumen de tejido se tiene una pequeña cavidad llena de aire situada en la región donde reina el equilibrio electrónico y la exposición de radiación X o gamma fuera 1 R, la dosis del tejido que reemplaza esta cavidad de aire es de 0,96 rad. Pero en la práctica se pretende conocer la dosis en un punto  $x$  a una cierta profundidad del tejido, midiendo la exposición en un punto  $M$  del aire y por lo tanto habrá que tener en cuenta la atenuación de los fotones al atravesar el espesor  $x$  de materia antes de aplicar la relación obtenida.

Obsérvese que para tejidos blandos superficiales, la medida o cálculo de la exposición, en R, equivale a la dosis absorbida, expresada en rad, aunque ello sólo es aplicable a radiación X o  $\gamma$ ,

$$D (\text{rad}) \approx X (\text{R}).$$

### 1.2.5 Eficacia biológica relativa, factor de calidad y dosis equivalente

Todas las magnitudes dosimétricas anteriormente definidas son magnitudes físicas cuya relación con el efecto biológico de las radiaciones no ha quedado aún establecida. Además, el daño biológico no sólo depende de la *dosis* sino que también es función de la *ionización lineal* o de la *transferencia lineal de energía*. O sea que, a igualdad de dosis, el daño biológico depende de la naturaleza de la radiación, es decir, de su *calidad*.

De ahí, aparece la necesidad de introducir una nueva magnitud que permita medir radiaciones de "calidad" distinta con una misma unidad. Esta magnitud es, inicialmente, la *eficacia biológica relativa*, *EBR*. Por definición, la *eficacia biológica relativa* de dos radiaciones es la razón entre las dosis absorbidas de ambas, necesarias para provocar el mismo efecto biológico. De la definición se deduce que la noción de la *EBR* es una noción experimental pues está referida a un efecto biológico y, para las mismas radiaciones, variará según el efecto biológico considerado.

Para definir la *EBR* de una radiación se toma como referencia la radiación X emitida bajo una tensión de 250 kV para tener el mismo efecto biológico.

Los estudios de las eficacias biológicas relativas de diferentes radiaciones han demostrado que la *EBR* aumenta con la transferencia lineal de energía hasta los 100 keV/ $\mu\text{m}$ ; por encima de este valor la *EBR* permanece constante e incluso, en algunos casos, tiende a disminuir. De hecho la relación existente entre ambas magnitudes es muy compleja.

La noción de la *EBR* es muy útil para los estudios radiobiológicos pero es poco utilizable en protección radiológica por lo que la ICRU recomienda que su empleo se limite al campo de la radiobiología.

Como interesa, sobre todo, el efecto biológico en ciertos órganos críticos y los efectos genéticos y somáticos consecuencia de una irradiación del organismo entero, y, dado que la *EBR* varía según el efecto, se escoge el valor máximo de la eficacia biológica relativa introduciendo, eventualmente, un coeficiente de seguridad para tener en cuenta las imprecisiones experimentales de medida; estos valores así escogidos en protección radiológica serán, pues, valores fijos (administrativos) a los que se denomina *factor de calidad Q*.

El factor de calidad es, por lo tanto, un factor de ponderación que se aplica a la *dosis* de distintas radiaciones para evaluar y comparar entre sí los respectivos efectos. El resultado de tal ponderación es la llamada *dosis equivalente H*.

Con el mismo carácter se introducen unos factores llamados modificantes para tener en cuenta otros hechos que afectan cuantitativamente el daño biológico, (por ejemplo, la distribución espacial de un radisótomo en un determinado órgano). Entonces  $H = D \cdot Q \cdot N$ , siendo  $N$  el producto de los factores modificantes que, según las recomendaciones de la ICRP, se consideran  $N = 1$  y por tanto

$$H = D \cdot Q .$$

La unidad de dosis equivalente, en el SI es el J/kg, denominada *sievert* (Sv).

Otra unidad especial es el *rem*, cuya equivalencia con el sievert es

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

$$1 \text{ rem} = 0,01 \text{ Sv} .$$

Para los casos en que no se conoce la transferencia lineal de energía pero sí el tipo de radiación se recomienda el uso, para los cálculos radiológicos, de los factores de calidad de la tabla 1.2.

Asimismo el Comité Internacional de Protección Radiológica, ICRP, recomienda, si se calcula la transferencia lineal de energía los valores de  $Q$  de la tabla 1.3 válidos con la aproximación suficiente para los tejidos humanos blandos.

Tabla 1.1 Factores de conversión para pasar de exposición a dosis absorbida (rad/R)  
(A. Alonso, Protección Radiactiva para Ingenieros, ETSII Madrid, 1977)

Energía de la radiación (MeV)	Piel	Hueso	Músculo
0,010	0,912	3,55	0,925
,015	,889	3,96	,917
,020	,879	4,23	,917
,030	,869	4,39	,911
,040	,879	4,14	,920
,050	,892	3,58	,926
,060	,905	2,91	,929
,080	,932	1,91	,940
,10	,949	1,46	,949
,15	,962	1,05	,956
,20	,973	0,979	,963
,30	,960	,939	,957
,40	,966	,920	,955
,50	,965	,925	,957
,60	,966	,925	,957
,80	,965	,921	,957
1,0	,965	,919	,957
1,5	,964	,921	,957
2,0	,965	,921	,955
3,0	,962	,929	,955

### Ejemplo

Supóngase una radiación  $\alpha$  que origina una dosis absorbida de 1 Gy y una radiación gamma que produce 1 Gy. Las dosis equivalentes se estiman considerando  $Q = 1$  y  $Q = 20$  para fotones y  $\alpha$  respectivamente.

$$H_{\text{gamma}} = 1 \cdot 1 = 1 \text{ Sv,}$$

$$H_{\alpha} = 1 \cdot 20 = 20 \text{ Sv.}$$

Estos valores ya permiten tener en cuenta el efecto biológico evidenciándose que la absorción de 1 Gy de partículas  $\alpha$  es 20 veces más perjudicial que la absorción de 1 Gy de fotones.

Tabla 1.2 Factores de calidad para diversos tipos de radiación

Tipo de radiación	Factor de calidad medio ( $Q$ )
1 - Rayos X, rayos gamma $\gamma$ , electrones	1
2 - Neutrones <sup>(1)</sup> , protones y partículas de una sola carga que tengan una masa en reposo superior a la unidad de la masa atómica, de energía desconocida.	10
3 - Partículas $\alpha$ y partículas de varias cargas (y partículas de carga desconocida), de energía desconocida	20
4 - Neutrones térmicos <sup>(1)</sup>	2,3
0,005 MeV	2
0,02 MeV	5
0,10 MeV	7,4
0,50 MeV	11
1,00 MeV	10,6
5 MeV	7,8
10 MeV	6,8

1, 2 y 3 recomendado en la ICRP-26; 4 recomendado en la ICRU-20

<sup>(1)</sup> La ICRP adjudica el valor  $Q = 2,3$  para los neutrones térmicos, señalando que para otras energías se estime  $Q$  en función de la transferencia lineal de energía en agua (tabla 1.3).

Tabla 1.3 Factores de calidad en función de la transferencia lineal de energía en agua

Transferencia lineal en H <sub>2</sub> O (keV/ $\mu$ m)	Factor de calidad $Q$
$\leq 3,5$	1
7,0	2
23	5
53	10
$\geq 175$	20

## 2 Detección y medida de la radiación

Detectar significa poner de manifiesto, mediante un procedimiento físico, algo que no puede observarse directamente.

Puesto que la radiación nuclear no es accesible directamente a los sentidos, se comprende que los métodos de detección de la misma han jugado un papel fundamental, no sólo en el desarrollo de la física nuclear, sino también en el descubrimiento mismo de la radiación.

### 2.1 Antecedentes

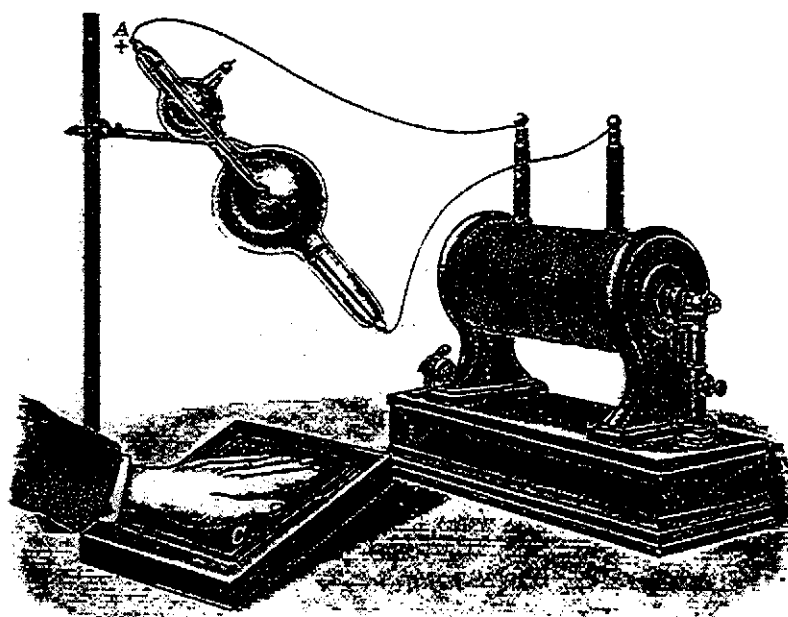
En el otoño de 1895 ROENTGEN, que estaba realizando estudios sistemáticos de los rayos catódicos con un tubo de Crookes, observó la luminiscencia que se producía en una hoja de papel recubierta de platinocianuro de bario, próxima al tubo, cada vez que aplicaba al mismo la alta tensión generada por un carrete de Ruhmkorff.

El estudio de este fenómeno le condujo al descubrimiento de los rayos X, que eran la causa de la luminiscencia, y al establecimiento de algunas otras de sus propiedades entre las que se cuenta el efecto químico sobre el bromuro de plata contenido en la gelatina sensible de las películas fotográficas, efecto idéntico al que produce la luz visible y que dio origen a la técnica de la radiografía. Cuando Roentgen envió a la Academia de Ciencias de París la comunicación en que daba cuenta de su descubrimiento, la acompañó con algunas de las radiografías, las primeras de la historia, por él obtenidas.

Henri BECQUEREL, que asistió a la sesión de la Academia del 20 de enero de 1896 en que Henri Poincaré dio noticia del descubrimiento de Roentgen y mostró las mencionadas radiografías, descubrió en una serie de experiencias que llevó a cabo durante los meses de febrero y marzo del mismo año, que el mismo efecto químico que producían los rayos X sobre las emulsiones fotográficas protegidas de la luz, lo producían también las sales de uranio, lo que le condujo al descubrimiento de que ese elemento emite, de forma natural, un tipo de radiación similar a la descubierta por Roentgen. El propio Becquerel observó que la radiación procedente de las sales de uranio provocaba la rápida descarga de un electroscoipo de panes de oro que en condiciones ordinarias, es decir, fuera de la presencia de dichas sales, tardaba varios días en descargarse. Becquerel supuso que el efecto era



debido a que la radiación hacía conductor, en cierto grado, al aire que rodeaba al electroscopio ofreciendo así un camino suplementario a la descarga que en condiciones ordinarias tiene lugar a través de los aisladores del aparato.

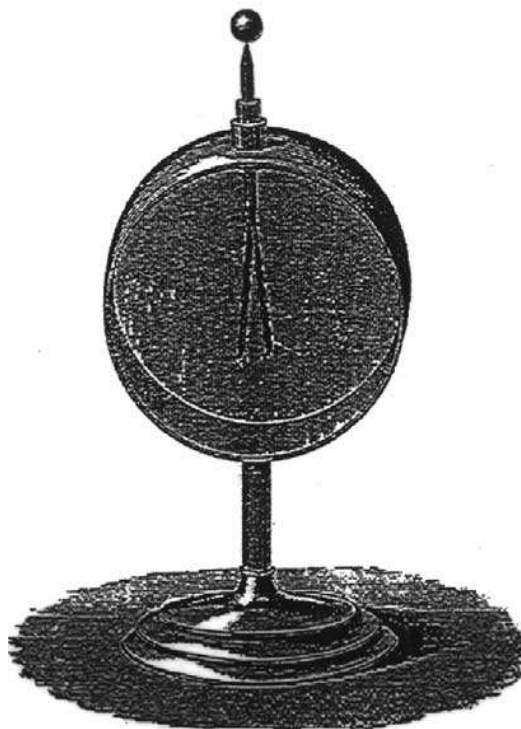


*Fig. 2.1 Los rayos X pueden impresionar una película fotográfica a través de objetos opacos para la luz visible. Este fenómeno, amén de haber dado origen a la técnica de la radiografía, se puede utilizar para detectar la radiación*

Hoy se sabe que la hipótesis de Becquerel era acertada pues la ionización que la radiación produce en el aire, o en cualquier otro tipo de gas, tiene el efecto de generar en su seno cargas eléctricas libres, dotándole así de cierto grado de conductividad.

Los tres tipos de fenómenos físicos, o fisico-químicos, que permitieron poner de manifiesto por primera vez la existencia de los rayos X y de la radiactividad natural fueron, pues, la luminiscencia, la activación del bromuro de plata y la ionización de los gases. Estos tres aspectos de los procesos de interacción de la radiación con la materia juegan todavía hoy, junto con la ionización en los semiconductores, un papel preponderante en los sistemas de detección de las radiaciones nucleares. Otros métodos de detección como son los basados en la microcalorimetría, el efecto Cerenkov o en

las cámaras de niebla y sus derivados, con independencia de su importancia científica, no juegan en las aplicaciones ordinarias papeles de importancia significativa.



*Fig. 2.2 Electroscopios de panes de oro como el de la figura permitieron a Becquerel realizar las primeras determinaciones cuantitativas de la radiación. Si se aplica momentáneamente una diferencia de potencial entre la caja y el electrodo de los panes, el electroscopio queda cargado lo que se manifiesta por la divergencia de dichos panes. En condiciones normales la carga se mantiene durante mucho tiempo; pero si se aproxima una substancia radiactiva el aire se ioniza y se torna parcialmente conductor ofreciendo un camino suplementario para la descarga que de ordinario tendría lugar sólo a través del aislador interpuesto entre la caja y el electrodo. La velocidad con que se produce la descarga permite estimar la intensidad de la radiación*

Como ya es sabido los rayos X no son radiación nuclear ya que se originan en la corteza del átomo. Hablar de detectores de radiación nuclear en lugar de detectores de radiación atómica y nuclear es una simplificación justificada por el hecho de que entre las radiaciones procedentes de la corteza del átomo no existe ninguna cuya naturaleza no se dé también en la radiación procedente del núcleo.

Pasada la fase inicial del descubrimiento, un dispositivo de detección, para resultar verdaderamente útil, debe ser capaz de algo más que simplemente *poner de manifiesto* la presencia de la radiación: debe ofrecer información cuantitativa de sus propiedades tales como *intensidad, energía, dosis*, etc. e incluso de la propia naturaleza de la radiación. No todos los detectores cumplen en igual medida esos requisitos y por ello se han establecido algunos parámetros tales como *eficiencia, resolución, tiempo muerto de detección*, etc. que permiten valorar la capacidad de los mismos para las

estimaciones cuantitativas. Seguramente, las primeras medidas cuantitativas las efectuó Becquerel después de comprobar que la velocidad de descarga de su electroscopio era proporcional a la cantidad de uranio que la provocaba y pudo suponer, por lo tanto, que la velocidad de descarga podía tomarse como medida de la intensidad de la radiación. Esta técnica fue luego muy perfeccionada por los esposos Curie y por Rutherford y sus colaboradores entre otros.

La luminiscencia se utilizó también desde los primeros tiempos para efectuar determinaciones cuantitativas mediante dispositivos como el de Regener, que aparece en la figura 2.3 y que es una versión perfeccionada de una realización anterior debida a Crookes. En este dispositivo partículas alfa emitidas por una fuente radiactiva puntual de polonio-210 (llamado radio F en aquella época) chocaban con una pequeña lámina de cristal recubierta de sulfuro de zinc y producían en este material pequeños destellos luminosos que podían observarse y contarse con ayuda de un sencillo microscopio incorporado al aparato. De esta forma, en 1908, Regener pudo establecer cuántas partículas alfa eran emitidas por la fuente, durante cierto tiempo, en el ángulo sólido determinado por la fuente y la pequeña pantalla de sulfuro de zinc. Puesto que ese ángulo sólido, que se llama ángulo sólido de detección, se deduce de la geometría del aparato, Regener estaba en condiciones de determinar el número de partículas emitido por unidad de tiempo y por unidad de ángulo sólido.

Unos pocos años después (1913) Rutherford y sus colaboradores hicieron uso del dispositivo de Regener, convenientemente modificado, en las experiencias de dispersión de partículas alfa que condujeron a establecer el modelo nuclear del átomo.

El dispositivo de Regener permite introducir de forma natural un parámetro de gran importancia en la caracterización de los sistemas de detección. Ese parámetro es el de la *eficiencia de detección*.

En sentido amplio la *eficiencia de detección* es un parámetro que permite responder a la cuestión siguiente:

¿Qué fracción de la radiación emitida por una fuente es contabilizada por el sistema detector?

En el dispositivo de Regener se puede suponer que las partículas alfa del polonio-210, monoenergéticas, que chocan con la pantalla fluorescente, producen todas ellas destellos suficientemente intensos para ser observados mediante el microscopio pues, por una parte, su energía es muy alta (5,3 MeV) y, por otra, toda esa energía queda frenada en el recubrimiento fluorescente a causa del escaso poder de penetración de este tipo de partículas. Por consiguiente, la respuesta a la pregunta anterior sería, en este caso, que son detectadas todas aquellas partículas que son emitidas por la fuente en la dirección adecuada para ir a chocar con la pantalla fluorescente.

Ese número, es fácil de ver, es una fracción del total de partículas emitidas por la fuente, calculable como cociente entre el ángulo sólido de detección y el ángulo sólido correspondiente a la esfera, pues suponemos que la radiación es emitida por igual en todas las direcciones. Ese cociente es un factor que interviene siempre en el cálculo del rendimiento de detección y recibe el nombre, por razones obvias, de *factor geométrico*.

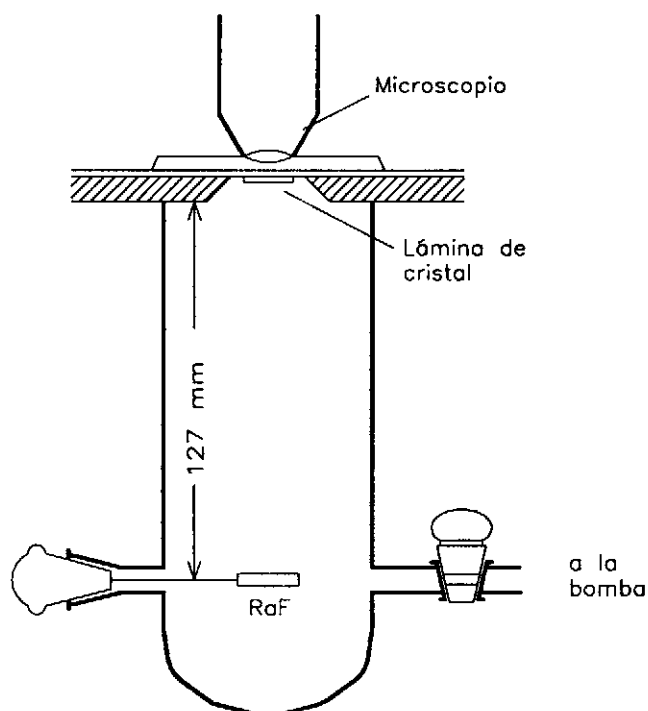


Fig. 2.3 El espintariscopio de Regener, mostrado en la figura, permitía efectuar el recuento de las partículas alfa emitidas por una fuente radiactiva. Está basado en el centelleo que producen las partículas alfa al chocar con un material fluorescente, fenómeno que había sido observado previamente por Crookes. Esos centelleos pueden observarse incluso con el ojo desnudo; pero para mayor precisión Regener dispuso un microscopio de pequeño aumento en su aparato. Para evitar que las partículas perdieran su energía en el aire, tanto la fuente como el ocular estaban alojados en un recinto en el que se practicaba el vacío. La fuente radiactiva utilizada por Regener era el polonio-210, llamado en la época radio F. Dispositivos de detección como éste se utilizaron hasta finales de los años veinte

Existe otro factor que también interviene siempre en el cálculo del rendimiento de detección: es lo que se llama la *eficiencia del detector*. Para ilustrar su significado consideremos que en el portafuentes del aparato de Regener hubiese una muestra de cloro-36, que es un emisor beta, en lugar de la muestra de polonio-210. En estas circunstancias sólo una fracción, que además será probablemente muy pequeña, de las partículas que llegan a impactar la pantalla serán detectadas. Esa fracción es lo que recibe el nombre de eficiencia del detector.

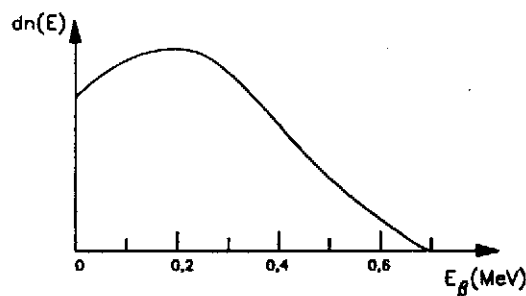


Fig. 2.4 Espectro beta del  $^{36}\text{Cl}$

Hay una razón evidente para que no todas las partículas beta que chocan con la pantalla sean detectadas y es que, para que el impacto produzca un destello, se requiere de la partícula una cantidad de energía superior a un mínimo determinado. Puesto que las partículas emitidas por el cloro-36 tienen un espectro continuo (Fig. 2.4) que se extiende desde cero hasta un valor máximo de 0,709 MeV, una fracción de las partículas emitidas no tendrá energía suficiente para cumplir con el requisito.

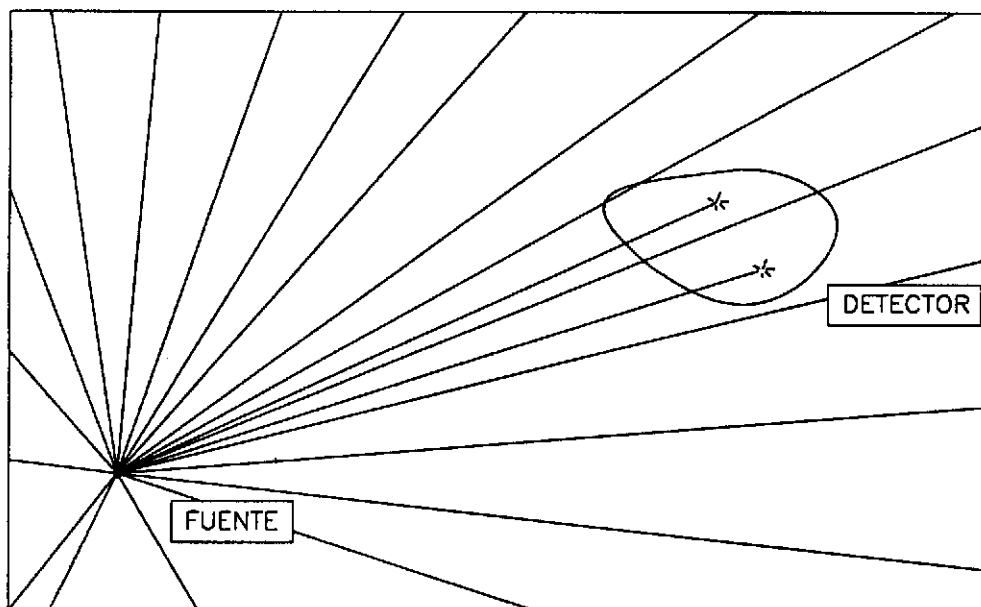
Otra razón, menos obvia pero también importante, es que del resto de partículas, de las que sí tienen energía por encima del umbral indicado, pocas dejarán en el recubrimiento de sulfuro de zinc la energía suficiente para provocar un destello observable. El motivo está en que el espesor de ese recubrimiento, que resulta suficiente para disipar por completo la energía de las partículas alfa, sólo absorberá una pequeña parte de la energía de las partículas beta a causa del mayor poder de penetración de estas últimas.

Se podría pensar que aumentando el espesor del recubrimiento de la pantalla, hasta el valor necesario para absorber toda la energía de las partículas beta, se mejoraría la eficiencia. Por desgracia para las partículas beta de energía mayor, el espesor necesario hace el recubrimiento opaco para la luz y los destellos no podrían ser observados a través del microscopio.

Se comprende que para la radiación gamma, todavía más penetrante, la situación sería aún peor. De hecho la técnica de Regener no pudo ser empleada en la detección de fotones ni de partículas beta.

Como se ve la *eficiencia del detector* es un factor del rendimiento de detección que depende de los procesos de interacción de la radiación con la materia y depende por tanto de la naturaleza y de la energía de la radiación y de la naturaleza y estructura del detector.

Los dos factores que se acaban de comentar intervienen siempre en el rendimiento de cualquier sistema de detección; su significado está ilustrado en la figura 2.5 de una forma simbólica. Otras circunstancias, propias de cada dispositivo concreto, pueden influir además en el rendimiento de detección.



*Fig. 2.5 Esta figura pretende ilustrar los dos factores que intervienen siempre en el rendimiento de detección. En primer lugar, sólo una fracción de las partículas emitidas por la fuente lo hacen en la dirección y el sentido adecuados para alcanzar al detector y es por tanto susceptible de ser detectada. Esta fracción recibe el nombre de FACTOR GEOMÉTRICO de detección. En segundo lugar, sólo una fracción de las partículas que alcanzan al detector interaccionan realmente con él y es por tanto susceptible de ser contabilizada. Esta fracción recibe el nombre de EFICIENCIA DEL DETECTOR*

Así, por ejemplo, en la figura 2.3 puede observarse que en el aparato de Regener la distancia entre la fuente y la pantalla detectora es mayor que 127 mm y, teniendo en cuenta que el alcance en el aire de las partículas alfa de 5,3 MeV no llega a los 40 mm, ninguna partícula llegaría a alcanzar la pantalla si previamente no se hubiese practicado un grado de vacío suficiente en el dispositivo y, en consecuencia, el rendimiento de detección sería nulo. Precisamente en la figura está señalada una boquilla que conduce a la bomba de vacío.

Evidentemente otro factor que influye en el rendimiento de detección, en el dispositivo de Regener, es la fiabilidad del observador para efectuar recuentos de los destellos sin error. Esas observaciones, que debían realizarse en la oscuridad, eran muy fatigosas y el observador fácilmente se descontaba unas veces o veía en otras destellos inexistentes. De hecho ni el observador más avezado estaba en condiciones de ofrecer resultados fiables cuando el número de destellos por minuto era superior a la treintena, pues se producían pérdidas de cuentas en grado excesivo. No es de extrañar, por tanto, que desde el principio se hiciesen intentos de automatizar los recuentos de partículas.

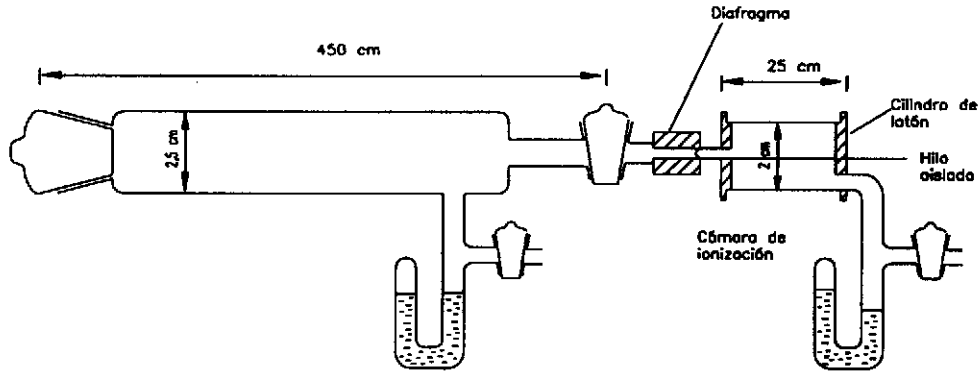


Fig. 2.6 Primitivo detector de ionización gaseosa debido a Rutherford y Geiger. Es un antecedente directo de los actuales detectores Geiger-Müller

Un primer paso en ese sentido lo dieron Rutherford y Geiger, en el mismo año 1908, con un dispositivo antecedente de los actuales detectores de ionización gaseosa. En este dispositivo la carga eléctrica liberada en el aire por la ionización provocada por una partícula alfa era multiplicada por el efecto de un campo eléctrico generado por dos electrodos metálicos sometidos a una fuerte diferencia de potencial y finalmente recogida en esos electrodos en los que producía un pequeño impulso eléctrico. Esos impulsos provocaban la desviación brusca de los cuadrantes de un electroscopio y esas desviaciones eran registradas fotográficamente y, una vez concluida la experiencia, analizadas con toda tranquilidad. La velocidad de recuento pudo alcanzar así tasas de varios centenares por minuto; pero la fiabilidad del equipo era bastante precaria y su complejidad enorme comparada con el dispositivo de Regener.

El primitivo dispositivo de detección eléctrica no resultó verdaderamente práctico como herramienta de trabajo rutinario hasta veinte años después cuando Geiger y Müller lo desarrollaron con las características básicas que, todavía hoy, le hacen un detector ampliamente utilizado. El detector que Geiger y Müller desarrollaron en 1928 generaba impulsos eléctricos de mucha mayor amplitud que el dispositivo original, pues el efecto multiplicador del campo era mucho mayor, de manera que con una rudimentaria amplificación, perfectamente al alcance de la poco desarrollada técnica electrónica de la época, podían accionar los contadores electromecánicos que fabricaban en serie las compañías telefónicas para contabilizar las llamadas de los abonados. Amén de posibilitar la completa automatización de los recuentos, el detector de Geiger y Müller (GM) permitió incrementar la velocidad de recuento hasta algunos millares por minuto. Sin embargo, su más brillante cualidad resultó ser sin duda que no sólo permitía la detección de partículas alfa, sino también de partículas beta y de fotones, dos tipos de radiación para los que hasta el momento no había sido posible el recuento individual de partículas y seguían siendo detectadas por el efecto acumulativo que producían, sobre las películas fotográficas o sobre la descarga de los electroscopios, la incidencia de un gran número de ellas.

Junto a las cualidades señaladas, el detector GM presenta algunas carencias de importancia. Una de

ellas es que su *eficiencia*, que para las partículas alfa es virtualmente del 100% y para las partículas beta es también muy elevada (limitada sólo por que las partículas menos energéticas no consiguen penetrar las paredes del detector), en cambio es menor que el 1 por ciento para los fotones, que fácilmente pueden atravesar el detector sin producir interacción alguna. Otra carencia, ésta de mayor entidad, es que el detector GM no suministra información alguna ni de la naturaleza de las partículas que detecta ni de la energía de las mismas: todos los impulsos que genera el detector GM expuesto a la radiación beta del cloro-36, por ejemplo, tienen igual amplitud con independencia de que hayan sido producidos por partículas de muy diversas energías y esa misma amplitud tendrán los impulsos producidos por la detección de las partículas alfa de 5,3 MeV del polonio-210 o por los fotones de 0,662 MeV del cesio-137.

A mediados de los años 40 se empezó a utilizar una variante del detector GM que se conoce con el nombre de *detector proporcional* o contador proporcional. Lo que fundamentalmente le distingue del contador GM es que los impulsos de detección que genera presentan amplitudes distintas relacionadas en unos casos con la energía de la radiación y en otros con su naturaleza. El contador proporcional ofrece, pues, la posibilidad de distinguir entre dos partículas de igual naturaleza y de diferente energía por la amplitud de los impulsos de detección. En general, de los detectores que ofrecen esta posibilidad se dice que tienen *características espectroscópicas* y la mayor o menor capacidad que el detector tiene para distinguir entre partículas con energías muy próximas se evalúa mediante un parámetro denominado *resolución*. Mejor resolución que los contadores proporcionales ofrecen las llamadas *cámaras de ionización*, otra variante de los detectores de ionización gaseosa que, a diferencia de los dos anteriores, no aprovecha el efecto multiplicador de la carga eléctrica, por efecto del campo, por lo que resultan más apropiadas para el recuento de partículas muy ionizantes como las alfa. Se debe señalar que tanto los detectores proporcionales como las cámaras de ionización, asociados a la instrumentación electrónica adecuada, permiten velocidades de recuento dos órdenes de magnitud mayores que el detector GM.

También en la década de los años 40 dieron un vuelco las posibilidades de detección por el método del centelleo, que había sido virtualmente abandonado con la aparición del detector GM. El cambio fue posibilitado por una doble circunstancia. La primera fue el desarrollo de una sofisticada célula fotoeléctrica, *el fotomultiplicador*, cuya sensibilidad permitió substituir al observador humano y al microscopio de los primitivos dispositivos al convertir los destellos luminosos en impulsos eléctricos y facilitar así la automatización de los recuentos. El desarrollo del fotomultiplicador fue urgido por las necesidades del desarrollo de la televisión, lo que hizo que se comercializara muy rápidamente. La segunda de las circunstancias señaladas fue el descubrimiento de sustancias centelleadoras que conservaban una transparencia casi perfecta incluso con espesores de varios centímetros y que posibilitaban, por tanto, aumentar la eficiencia de detección para las partículas más penetrantes. Uno de esos centelleadores, el yoduro de sodio (NaI) conteniendo pequeñas impurezas de talio, es un cristal inorgánico de elevada densidad que puede fabricarse en tamaños suficientemente grandes como para ofrecer una eficiencia de detección próxima al 100% para los fotones del  $^{137}\text{Cs}$ .

Para la detección de partículas beta el NaI tiene el inconveniente de que su alta densidad, que tan



ventajosa resulta para la detección de fotones, provoca una fuerte retrodispersión de la radiación y por tanto muchas partículas son rebotadas del centelleador sin haber perdido en él más que una pequeña fracción de su energía, lo que reduce la eficiencia de detección. En su lugar se emplean centelleadores orgánicos, más ligeros, como por ejemplo el antraceno.

La combinación de un centelleador y un fotomultiplicador, que suele recibir el nombre de *sonda de centelleo*, tiene características espectroscópicas, pues la intensidad de los destellos es proporcional a la energía perdida por la partícula en el centelleador y la amplitud de los impulsos eléctricos generados por el fotomultiplicador es proporcional a la intensidad de los destellos. La *resolución* de estos dispositivos es buena; pero no alcanza a la que, en las circunstancias adecuadas, pueden ofrecer los contadores proporcionales y las cámaras de ionización gaseosa. Su velocidad de recuento es comparable o mayor.

El último gran paso en lo que se refiere al desarrollo de sistemas de detección se dio en 1963 con la aparición de los detectores de semiconductor. Tienen no pocas analogías con los detectores de ionización gaseosa, pues en ambos la carga liberada en un proceso de ionización es recogida por dos electrodos, entre los que se establece una diferencia de potencial, para generar un impulso eléctrico de detección. La diferencia esencial estriba en que en este nuevo detector el medio ionizado no es un gas sino un sólido semiconductor. Una consecuencia inmediata de esa substitución es que estos detectores tienen mayor eficiencia de detección para la radiación gamma que los de ionización gaseosa, aunque no alcanzan las cotas de las sondas de centelleo. Otra consecuencia, menos obvia pero de mucha más trascendencia es que, por razones que en su momento se estudiarán, su resolución supera con mucho a la de todos los otros tipos de detectores.

Se analizan a continuación, con algún detalle, el funcionamiento de los diversos tipos de detector reseñados.

## 2.2 Detectores de ionización gaseosa

En este apartado se analiza el funcionamiento de los denominados detectores de ionización gaseosa y se describen las principales características de los distintos tipos de detectores de esta clase.

### 2.2.1 Principio de funcionamiento

En la figura 2.7 se ilustra el principio de funcionamiento de un detector de ionización gaseosa. El detector está constituido por dos electrodos metálicos aislados eléctricamente uno del otro y encerrados en un recinto, no mostrado en la figura, junto con un gas adecuado. Aunque en la figura los electrodos se han dibujado planos y paralelos, también pueden adoptar otras configuraciones.

Desde un punto de vista eléctrico ese dispositivo constituye un condensador, de manera que si, se