

Riesgos por exposición a radiaciones ionizantes

Eduardo Gallego Díaz
Doctor Ingeniero Industrial
Profesor Titular de la Universidad Politécnica de Madrid
Departamento de Ingeniería Nuclear – Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales

INDICE

1. Introducción	1
2. La radiación ionizante	1
2.1. Interacción de la radiación con la materia	2
2.2. Atenuación de la radiación. Blindaje	3
3. Dosis de radiación	5
4. Fuentes naturales y artificiales de radiación ionizante	5
5. Efectos biológicos causados por la radiación ionizante	7
5.1. Absorción de radiación y daño celular	7
5.2. Efectos somáticos agudos	8
5.3. Cánceres y daños hereditarios (efectos latentes)	10
5.4. Efectos sobre el medio ambiente y otros seres vivos	11
6. Medios físicos para la protección frente a las radiaciones ionizantes	12
6.1. Protección frente a exposición externa e interna	12
6.2. Detección y medida de la radiación ionizante	13
6.3. Vigilancia radiológica del medio ambiente	14
7. Principios básicos y reglamentación sobre protección radiológica	15
7.1. Protección de los trabajadores expuestos	17
7.2. Protección de la población en general	18
8. Conclusiones	19
9. Referencias bibliográficas	20
Anexo	22

1.- Introducción

La radiación ionizante, por su propia naturaleza, produce daños en los seres vivos. Desde el descubrimiento de los rayos X por Roentgen en 1895 y de la radiactividad por Becquerel, en 1896, los conocimientos sobre sus efectos han ido avanzando a la par que los estudios sobre las propias radiaciones y sobre la esencia de la materia misma, no siempre sin episodios desgraciados.

El propio Becquerel (Fig. 1) sufrió daños en la piel causados por la radiación de un frasco de radio que guardó en su bolsillo. Marie Curie (Fig. 1), merecedora en dos ocasiones del Premio Nobel por sus investigaciones sobre las propiedades de las sustancias radiactivas, falleció víctima de leucemia, sin duda a causa de su exposición a la radiación. Más de trescientos de los primeros trabajadores en este campo murieron a causa de las dosis recibidas, con casos significativos como el de los pintores que dibujaban con sales de radio los números en las esferas luminosas de los relojes y mirillas de cañones, afinando el pincel con la boca, que en su mayoría desarrollaron cáncer de mandíbula. El empleo de la bomba atómica en Hiroshima y Nagasaki produjo la irradiación de las poblaciones supervivientes a la explosión, con secuelas que aún continúan siendo estudiadas y son fuente de valiosa información acerca de los efectos biológicos producidos por la radiación a largo plazo. La utilización de las radiaciones en medicina, con fines terapéuticos o de diagnóstico, constituye sin duda uno de los aspectos más destacados del beneficio que éstas suponen para la Humanidad, pero en su desarrollo también se causaron exposiciones a los pacientes, que en la actualidad serían injustificables, provocando en ciertos casos el desarrollo de daños atribuibles a la radiación recibida.

Toda esa experiencia negativa sin duda ha ido creando en el subconsciente colectivo una idea deformada sobre la radiación y la radiactividad, que se perciben como intrínsecamente peligrosas, con independencia del tipo de radiación, de la cantidad recibida o del motivo por el que se reciba. Además, a nivel popular, suele desconocerse que radiación y radiactividad forman parte de la Naturaleza y de nuestro propio cuerpo, siendo vistas en general como un nefasto invento del Hombre.

Sin embargo, la radiactividad es uno de los grandes descubrimientos del hombre contemporáneo, y a la par que se fueron conociendo sus efectos, también se fueron encontrando aplicaciones de gran utilidad, en las que las sustancias radiactivas o los aparatos emisores de radiaciones ionizantes resultan insustituibles: además de la medicina, la agricultura, la industria, las ciencias de la tierra, la biología y otras muchas ramas dependen hoy en día en muchos aspectos de su utilización.

Este capítulo presenta la naturaleza de la radiación ionizante y los efectos que causa sobre la materia y en particular los tejidos vivos, los medios disponibles para su detección y medida, así como las diferentes fuentes de radiación, naturales y artificiales, a las que los seres humanos estamos expuestos. A consecuencia de todo ello es necesario protegerse adecuadamente, para evitar sufrir daños, pero sin limitar innecesariamente la utilización beneficiosa que se puede hacer de la radiación y las sustancias radiactivas en numerosos ámbitos. Ese es el objetivo de la Protección Radiológica, cuyos principios y métodos serán también revisados a lo largo del capítulo.

2. La radiación ionizante

La emisión de radiaciones ionizantes es una característica común a muchos átomos en cuyo núcleo el número de neutrones resulta escaso o excesivo, lo que les hace inestables. Esos átomos son llamados "radiactivos". En ellos, las ligaduras nucleares se transforman en busca de configuraciones más estables, a la vez que se libera energía, asociada a la radiación emitida. Esta puede ser de cuatro tipos fundamentales: partículas alfa (α), que consisten en dos protones y dos neutrones, con capacidad limitada de penetración en la materia, pero mucha intensidad energética; partículas beta (β), que son electrones o positrones procedentes de la transformación en el núcleo, algo más penetrantes aunque menos intensas; radiación gamma (γ), que es radiación electromagnética del extremo más energético del espectro, por tanto muy penetrante; y neutrones, que al no poseer carga eléctrica también son muy penetrantes (véase Fig. 2).

La velocidad con que dichas transformaciones tienen lugar en una sustancia radiactiva se denomina **actividad**, y se medirá como el número de átomos que se transforman o desintegran por unidad de tiempo, teniendo como unidad natural (1 desintegración / segundo) el *Becquerel*, así llamado en honor al descubridor de la radiactividad. El *Becquerel* es la unidad del Sistema Internacional (SI) legalmente establecida en España (MOPU, 1989). Una unidad anteriormente utilizada, pero que no pertenece al SI, es el *Curie*, correspondiente a la actividad existente en un gramo de ^{226}Ra ($3,7 \cdot 10^{10}$ desintegraciones / segundo). El *Becquerel* (abreviadamente Bq) es una unidad muy pequeña y de poco uso práctico (sería como medir longitudes o distancias en micras), baste decir que nuestro propio organismo contiene aproximadamente 4.000 Becquerel de ^{40}K , por lo que siempre se emplean sus múltiplos. Por el contrario 1 *Curie* (Ci) es una actividad considerable, e incluso peligrosa según las sustancias, por lo que se emplean a menudo sus submúltiplos. Según su naturaleza y su concentración, la reglamentación vigente (MINER, 1999) establece valores de exención para las sustancias radiactivas, por debajo de los cuales no se exige ningún tipo de declaración o autorización, al considerarse prácticamente inocuas.

También pueden generar radiaciones ionizantes aquellos aparatos en los que mediante campos electromagnéticos intensos se consigue acelerar partículas elementales (habitualmente electrones, positrones o protones) que en sí mismas, a las energías conferidas, resultan radiaciones ionizantes, o que mediante interacción con la materia provocan reacciones que liberan radiación ionizante, como es el caso de los rayos X.

2.1. Interacción de la radiación con la materia

A su paso por la materia, la radiación sufre distintos tipos de interacción, según su naturaleza. Si bien el tratamiento detallado de las interacciones entre las radiaciones y los medios materiales es un tema de extrema complejidad, para **partículas cargadas** (α y β) puede afirmarse que la interacción básica responde a la Ley de Coulomb entre cargas eléctricas, la cual da lugar a dos fenómenos elementales: la *excitación atómica* (o molecular) y la *ionización*. En el primero, los electrones corticales son impulsados a un nivel superior, volviendo posteriormente al estado inicial tras emitir fotones luminosos. En el segundo, los electrones son expulsados del átomo o molécula, según se ilustra en la Fig. 3

Cuando una partícula cargada penetra en el campo eléctrico de un núcleo, experimenta una aceleración (o deceleración) que hace que se emitan fotones luminosos, lo que se conoce como *radiación de frenado* (o *bremstrahlung*), siendo de mayor importancia cuanto menor masa tenga la partícula y mayor carga el átomo, es decir que tendrá importancia para partículas β , especialmente con átomos de elevado

número atómico Z . Dicho proceso también se representa esquemáticamente en la Fig. 3.

En el caso de los **fotones**, su energía puede ser absorbida por el medio mediante tres procesos fundamentales: el efecto fotoeléctrico, el efecto Compton y la producción de pares electrón-positrón (ilustrados en la Fig. 4), cuyas probabilidades de ocurrencia dependen de la energía inicial de los fotones. Todos ellos originan la aparición de partículas cargadas, con lo cual se desarrollarán posteriormente las interacciones comentadas anteriormente. El efecto fotoeléctrico supone la absorción de toda la energía del fotón por el átomo. Esa energía es transferida a un electrón cortical, que resulta expulsado del átomo. El efecto Compton puede interpretarse como una colisión elástica del fotón incidente con un electrón, en la que una parte de la energía del fotón será transferida al electrón como energía cinética, saliendo el fotón en distinta dirección a la inicial, con menor energía y frecuencia (mayor longitud de onda). Este efecto es más probable para energías intermedias de los fotones (entre 0,5 y 10 MeV¹ aproximadamente), disminuyendo el rango de energías al aumentar el número atómico del absorbente. Por último, el proceso de formación de pares electrón-positrón consiste en la materialización de parte de la energía de un fotón en un par de partículas (electrón-positrón) que se reparten la energía sobrante; es un proceso que solamente puede producirse dentro del campo eléctrico del núcleo atómico y para energías superiores a 1,022 MeV. El alcance de la radiación γ en aire puede llegar a los centenares de metros, pudiendo traspasar el cuerpo humano, y hasta varios centímetros de plomo.

Con respecto a los **neutrones**, al carecer de carga eléctrica, solamente pueden interactuar con los núcleos de los átomos mediante las diferentes reacciones posibles (de dispersión elástica, de dispersión inelástica, de captura radiactiva, de transmutación o de fisión). Puesto que los núcleos ocupan una fracción ínfima del volumen total de la materia, los neutrones podrán desplazarse distancias relativamente grandes antes de interactuar, resultando ser muy penetrantes (véase la Fig. 5, que ofrece una comparación intuitiva de la capacidad de penetración de los distintos tipos de radiación).

2.2. Atenuación de la radiación. Blindaje

La atenuación que sufre la radiación a su paso por la materia dependerá fundamentalmente de dos factores:

- el factor geométrico, que hace que con la distancia entre la fuente y el objeto la radiación sea cada vez más débil al disminuir el ángulo sólido abarcado, por lo que generalmente se tiene una proporción inversa al cuadrado de la distancia, según una ley ($1/4\pi r^2$);
- el factor material, que dependerá del tipo y energía de la radiación y de la composición del material, lo que afecta a la probabilidad de interacción.

Cuando una partícula cargada atraviesa un medio material, va perdiendo su energía por los procesos ya comentados. Un concepto útil para evaluar esta transferencia de energía al medio es la llamada pérdida de energía específica o *poder de frenado*, que se define como la pérdida de energía experimentada por la partícula por unidad de longitud recorrida en su trayectoria (dE/dx) por la acción conjunta de la ionización, la excitación y la radiación de frenado.

Para partículas pesadas (α y protones, excluyendo los electrones, que generalmente se mueven a velocidades relativistas) el poder de frenado es directamente proporcional al cuadrado de la carga e inversamente al cuadrado de la

¹ La energía de las partículas y radiaciones atómicas y nucleares suele expresarse en MeV. 1 MeV equivale a $1,6 \times 10^{-13}$ Jul.

velocidad de la partícula. Por ello, la cesión de energía y la ionización producida en el medio no son constantes a lo largo de la trayectoria, siendo mayores cuanto más lenta vaya la partícula. A la vez, el alcance en el medio material será muy limitado y prácticamente igual para todas las partículas emitidas por un mismo radionucleido, ya que poseen energías definidas, llegando a penetrar tan sólo unos centímetros en el aire y unas micras en el tejido, no pudiendo atravesar la piel. Sin embargo, esta combinación de una alta densidad de producción de iones y corto alcance confiere a los radionucleidos emisiones α una gran peligrosidad intrínseca en el caso de ser ingeridos o inhalados, ya que el daño celular resultante será muy intenso. Para los electrones, el alcance aumenta a unos metros en aire, y al espesor de la piel en el cuerpo humano, no pudiendo sobrepasar el tejido subcutáneo.

En el caso de las partículas β tiene una gran relevancia el poder de frenado por emisión de radiación (*bremsstrahlung*), especialmente para las que sean más energéticas. Además, como son emitidas con un espectro continuo de energía, su alcance, para las emitidas por una misma fuente, será variable. Dicho alcance, expresado en unidades de espesor másico (g/cm^2) es prácticamente independiente del tipo de material atravesado, y suele tomarse como referencia el alcance en aluminio.

Tanto en el caso de las partículas β como en el de los fotones, resulta útil emplear el concepto de *atenuación*, el cual se refiere a la disminución del número de partículas o de fotones a medida que un haz paralelo de radiación penetra en la materia. En general se rige por una ley de tipo exponencial

$$N(x) = N(0) \cdot e^{-\mu x} ,$$

en la que $N(x)$ será el número de partículas que restan en el haz después de atravesar la distancia x , cuando su número inicial era $N(0)$. El coeficiente μ se denomina *coeficiente lineal de atenuación* y representa la probabilidad de que una partícula o fotón sean absorbidos al recorrer una unidad de longitud. Es frecuente expresar la atenuación en unidades másicas, introduciendo la densidad ρ del material,

$$\mu x = \left(\frac{\mu}{\rho} \right) t ,$$

donde μ/ρ es el *coeficiente másico de atenuación* (cm^2/g) y $t = \rho \cdot x$ el espesor másico (g/cm^2) o densidad superficial del material. Lógicamente, los coeficientes másicos de atenuación son dependientes del tipo de radiación, de su energía y del material de que se trate, tomando más o menos importancia cada uno de los procesos de interacción ya descritos.

Se denominan materiales de blindaje aquellos capaces de atenuar la radiación hasta límites aceptables. Desde ese punto de vista, para detener la radiación α no habrá que proporcionar más que un pequeño espesor de plástico o metal. Con respecto a los emisores β , se emplearán también plásticos (metacrilato, polietileno) o metales ligeros (aluminio), recubiertos con plomo si la radiación de frenado pudiera ser intensa. En el caso de la radiación X o γ se podrán emplear agua, hormigón y metales (plomo, acero). Para caracterizar los materiales de blindaje, en estos casos, se suele emplear su *espesor de semirreducción*, X , o espesor de material necesario para reducir la intensidad del haz de partículas a la mitad. Puede estimarse como

$$X = \frac{\ln 2}{\mu} ,$$

en unidades de longitud, o bien $X = \frac{\ln 2}{(\mu/\rho)}$,

en unidades de espesor másico (g/cm^2).

Por último, para el manejo seguro de fuentes emisoras de neutrones el blindaje adecuado suele constar de varios centímetros de material hidrogenado (agua, parafina, polietileno), en el cual los neutrones rápidos se moderarán por colisiones elásticas fundamentalmente, seguido de unos milímetros de Cadmio (en el que se produce la captura radiactiva de neutrones térmicos con una alta probabilidad) o de unos centímetros de Boro (que experimenta una reacción de transmutación del tipo $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$, exoenergética y con muy alta probabilidad para los neutrones térmicos), con lo cual la mayor parte de los neutrones serían finalmente absorbidos. Dichos materiales suelen completarse con otros de elevado espesor másico (plomo, acero u hormigón), a fin de atenuar los fotones emitidos en las diversas reacciones que provocan los neutrones.

3. Dosis de radiación

Puesto que para la determinación de los efectos biológicos producidos por la radiación ha de cuantificarse la cantidad o dosis recibida en el órgano u órganos afectados, se definen las magnitudes apropiadas según se resume en la Tabla I.

En ella se observa que la *Dosis Absorbida* sería una medida de la energía depositada por unidad de masa, siendo utilizada generalmente cuando se estudian los efectos sobre un tejido u órgano individual, mientras que la *Dosis Equivalente* considera ya el tipo de radiaciones y su potencial daño biológico, por lo que constituye un mejor índice de la toxicidad de las radiaciones. Las unidades de medida correspondientes, el *Gray (Gy)* y el *Sievert (Sv)*, resultan ser muy elevadas para su utilización práctica, por lo que se emplean mucho más sus submúltiplos el *miliGray (mGy)* y el *miliSievert (mSv)*, que son la milésima parte de la unidad original.

En la *Dosis Efectiva* se tiene, además, una medida del riesgo de desarrollo de cánceres o daños hereditarios, en la que se asigna un peso diferente a la dosis equivalente recibida por cada órgano, según el riesgo asociado a su irradiación. Con ello, éste resulta ser el índice de toxicidad más completo, especialmente si se realiza el cálculo de la dosis recibida en el organismo desde el momento de la ingestión o inhalación de productos radiactivos hasta su completa eliminación. Esta medida la ofrece la *Dosis Efectiva Comprometida*, que será el índice empleado con carácter más general.

Finalmente, un concepto muy utilizado es el de la llamada *Dosis Colectiva*, que será la suma de las dosis (generalmente se aplica a la dosis efectiva) recibidas por un colectivo de población que esté expuesta a una misma fuente de radiación. Con la dosis colectiva se pueden establecer comparaciones útiles con respecto al impacto producido por las distintas fuentes de cara a su optimación.

Se pueden indicar valores de referencia que ayuden a comprender mejor la trascendencia de un determinado valor de dosis, lo que se presenta en la tabla II. Se observa que, frente a la dosis que podría suponer efectos letales de recibirse de forma rápida, la dosis recibida al año por término medio entre la población de España, sumando todas las contribuciones naturales y artificiales está a una distancia inferior en más de mil veces. El origen de esta exposición continuada a las radiaciones ionizantes se comenta seguidamente.

4.- Fuentes Naturales y artificiales de radiación ionizante²

La presencia de la radiación ionizante es una constante en nuestro mundo y en el Universo. Entre las **fuentes de radiación naturales**, el propio Sol y el espacio exterior se encuentran en el origen de la llamada “radiación cósmica”, de la cual llegan a la Tierra cada segundo del orden de 2×10^{18} partículas de muy elevada energía, fundamentalmente protones (86%) algunos de muy alta energía (mayor de 1000 MeV), y partículas α (12%) (Shapiro, 1981), junto con radiación X y γ . Al interactuar con la atmósfera terrestre, principalmente con el oxígeno y nitrógeno, los protones más energéticos provocan reacciones que dan lugar a la aparición de neutrones, junto con una cascada de piones y mesones, que acaban acompañados por radiación γ , electrones y positrones. Esta radiación, al reaccionar con los constituyentes de la atmósfera produce distintas sustancias radiactivas como el ^{39}Ar , el ^{14}C , el ^3H , el ^7Be y otros. No obstante, la atmósfera también nos protege de esa radiación, que en buena parte es frenada y absorbida en ella, de manera que al nivel del mar se recibe una dosis mucho menor de la que se tiene en zonas montañosas o de la que se recibe al viajar en avión. Así, a 10 kilómetros de altitud se reciben en promedio 5 mSv al año, mientras que a 600 metros solamente 0,03. Al tratarse en su mayoría de partículas con carga eléctrica, son desviadas por el campo magnético terrestre, y en la zona ecuatorial la dosis es menor que en los polos terrestres. Una persona habitante de España, en promedio, cada hora es atravesada por 100.000 rayos cósmicos de neutrones y 400.000 rayos cósmicos secundarios. Para el promedio mundial, la radiación cósmica supone un 16% de la dosis (0,4 mSv al año).

Sin embargo, la mayor contribución a la dosis media recibida por los habitantes del planeta procede de la propia Tierra. En el subsuelo hay grandes cantidades de uranio, torio y otros elementos radiactivos que impregnan de radiactividad todo sobre el planeta (incluyendo nuestro propio organismo, véase la Fig. 6). Así, se reciben cada hora unos 200.000.000 de rayos gamma procedentes del suelo y de los materiales de construcción, que causan un 20% de la dosis promedio mundial (0,5 mSv al año). La Fig. 7 muestra el mapa de radiación natural en España por esta causa.

Además el uranio, al desintegrarse de forma natural, provoca la aparición del gas radón, que se difunde a través de las grietas y poros del suelo y de los materiales de construcción, alcanzando el aire que respiramos, siendo especialmente importante su influencia en el interior de los edificios, ya que al aire libre se dispersa con más facilidad. Los productos de la desintegración del radón, sus descendientes, son también radiactivos, pero ya sólidos, y quedan normalmente unidos a las partículas de polvo presentes en el aire. Las cantidades de radón, torón (fruto de la desintegración del torio) y sus descendientes varían enormemente según el tipo de rocas que formen el suelo y los materiales con que estén contruidos los edificios, como también influye mucho el tipo de ventilación de los edificios. Se puede decir que, en promedio, en los pulmones de un habitante de España se desintegran cada hora unos 30.000 átomos, que emiten partículas α o β y algunos rayos γ . Estos contribuyen aproximadamente al 45% de la dosis promedio mundial (con 1 mSv al año).

Por último, con los alimentos y bebidas también ingerimos radionucleidos naturales, destacando el uranio y sus descendientes y sobre todo el ^{40}K , del que el organismo humano es portador de una cantidad suficiente como para que cada hora se desintegren en él unos 15.000.000 de átomos. Algunas aguas minerales, procedentes de macizos graníticos ricos en uranio y ciertos alimentos como el marisco, son

² Los datos numéricos que se citan en este apartado, salvo indicación expresa, se han tomado de las publicaciones (CSN, 1992a y CSN, 1992b) del Consejo de Seguridad Nuclear si se refieren a España, y de (UNSCEAR, 2000) si se refieren al mundo.

especialmente ricos en material radiactivo natural. Esta contribución viene a suponer el 12% de la dosis media mundial (0,3 mSv al año).

Entre las **fuentes de radiación ionizante producidas por el hombre** destacan especialmente, tanto por su cantidad como por su utilidad, las de utilización médica: las radiaciones ionizantes ayudan enormemente tanto en el diagnóstico de enfermedades como en su curación. Para el diagnóstico son fundamentales los rayos X y el empleo de isótopos en medicina nuclear. Para la curación del cáncer se emplean fuentes intensas de radiación, con las que precisamente se busca destruir las células del tejido enfermo. Sin considerar el uso de las radiaciones en la terapia contra el cáncer, se puede afirmar que la dosis media recibida por la población de un país desarrollado como España, solo con fines de diagnóstico, es del orden de 1,05 mSv por año, aunque algunas personas pueden recibir dosis tan altas como 100 mSv. No obstante, puesto que no todos los países disponen de suficientes medios, las aplicaciones médicas solo representan un 12% (0,12mSv al año) en el promedio de dosis mundial.

La radiación y las sustancias radiactivas tienen numerosas aplicaciones en la industria y en la vida cotidiana: detectores de humo, relojes luminosos, sensores de nivel en tanques y en máquinas para llenado de bebidas, sensores de densidad para la fabricación del papel o de los cigarrillos, fuentes de gammagrafía industrial para verificación de soldaduras en conducciones de gas, etc., son sólo algunos ejemplos de su utilidad. Unidos al incremento de dosis por la radiación cósmica recibida al viajar en avión suponen un pequeño porcentaje 0,3% de la dosis mundial.

La lluvia radiactiva producida por los ensayos de armamento nuclear en la atmósfera en los años 50 y 60 o el accidente de Chernóbil, también suponen una pequeña exposición de la población de todo el planeta, cifrada actualmente en unos pocos microSievert al año (0,007 mSv).

Para terminar, la producción de energía eléctrica también libera radiactividad al medio ambiente. No sólo las centrales nucleares, sino también la combustión del carbón libera radionucleidos naturales. La dosis recibida en promedio por causa de la energía nuclear entre la población de España es inferior a 0,001 mSv, similar a la estimada para el promedio mundial, aunque un pequeño número de personas, en el entorno próximo de las centrales nucleares, puede recibir dosis mayores, que en todo caso no superan los 0,01 mSv al año (Fig. 19).

Como resumen de todo ello, las Figs. 8 y 9 representan las dosis medias anuales que recibe la población mundial y la española por todas las fuentes de radiación ionizante.

5.- Efectos biológicos causados por la radiación ionizante

5.1. Absorción de radiación y daño celular

La absorción de la radiación por la materia viva es función tanto de la calidad y cantidad del haz de radiación como de la estructura y composición del tejido absorbente. Cabría distinguir varios casos en función del tipo de radiación (partículas cargadas α o β , fotones γ o rayos X, neutrones), no obstante, todas ellas acaban depositando su energía en el medio, directa o indirectamente, mediante los dos procesos ya comentados: ionización y excitación. Aunque la excitación de átomos y moléculas, en caso de que su energía supere la de los enlaces atómicos, puede causar cambios moleculares, el proceso de ionización resulta cualitativamente mucho más importante, puesto que necesariamente produce cambios en los átomos, al menos de forma transitoria y, en

consecuencia, puede provocar alteraciones en la estructura de las moléculas a las que éstos pertenezcan.

La importancia de la ionización inducida en los tejidos vivos por una radiación, se cuantifica mediante un concepto de amplia utilización en radiobiología: la *transferencia lineal de energía* (TLE, o LET en abreviatura inglesa) o la cantidad de energía cedida por unidad de recorrido de la radiación en el tejido. La TLE depende del tipo de radiación (masa, carga y energía de las partículas) así como del medio absorbente. En general, de forma simplificada, pero útil, se suelen clasificar las radiaciones en dos categorías: de baja y de alta TLE; a la primera pertenecerían los electrones (radiación β) y la radiación X o γ , mientras que la radiación α y los neutrones, se consideran de la segunda. A mayor TLE de una radiación, mayor concentración en la energía transferida al medio y mayor localización de las moléculas modificadas por la ionización.

Si las moléculas afectadas están en una célula viva, la propia célula puede verse dañada, bien directamente si la molécula resulta crítica para la función celular, o indirectamente al provocar cambios químicos en las moléculas adyacentes, como por ejemplo mediante la formación de *radicales libres*. El daño celular es particularmente importante si la radiación afecta a las moléculas portadoras del código genético (ácido desoxirribonucleico, ADN) o de la información para sintetizar las proteínas (ácido ribonucleico mensajero). Estos daños pueden llegar a impedir la supervivencia o reproducción de las células, aunque frecuentemente sean reparados por éstas. No obstante, si la reparación no es perfecta, pueden resultar células viables pero modificadas. El proceso descrito aparece representado en la Fig. 10.

La aparición y proliferación de células modificadas puede verse influenciada por un buen número de otras causas (agentes cancerígenos o mutágenos) aparte de la radiación, que pueden actuar antes o después de la exposición a la misma. Por ello, el peligro de la radiación no es la producción de mutaciones en sí, sino que ésta pueda inducir un número de éstas superior al espontáneo que se produce en todo ser vivo, provocando una situación cuyas condiciones el organismo no sea capaz de superar.

Estudios de laboratorio, mediante la irradiación celular *in vitro*, permiten afirmar que la cantidad de mutaciones es mayor cuanto mayor es la dosis de radiación aplicada, no existiendo umbral de dosis por debajo del cual no puedan producirse mutaciones, observándose, para una misma dosis, una mayor cantidad de mutaciones cuanto mayor TLE posea la radiación.

La *radiosensibilidad* es un concepto que engloba la respuesta celular a la radiación. Se dice que un tipo de célula es muy radiosensible cuando, sometiendo un grupo de éstas a dosis bajas de radiación, muere un alto porcentaje de las mismas. Generalmente, una célula es más radiosensible cuanto mayor sea su actividad reproductiva, cuantas más divisiones deba sufrir para adoptar su forma y funciones definitivas, y cuanto menos diferenciada sea³.

Existe cierta evidencia experimental de la influencia estimulante de la radiación sobre una variedad de funciones celulares, incluyendo su proliferación y reparación. Dicho estímulo no ha de ser necesariamente beneficioso, si bien en ciertas circunstancias la radiación parece ser capaz de estimular la reparación del daño radiológico producido previamente y de incrementar las defensas naturales del sistema inmunitario. No

³ Una célula es muy diferenciada cuando ha perdido funciones de tipo general para adquirir otras más específicas. Por ejemplo, el leucocito es una célula poco diferenciada, pero la del músculo estriado, que sólo sirve para contraerse a voluntad, es muy diferenciada.

obstante, los datos experimentales sobre la influencia benéfica de la radiación a bajas dosis son en general poco concluyentes, fundamentalmente por las dificultades de tipo estadístico en tales condiciones. Ello impide que puedan ser tomados en cuenta de cara a la aceptación de límites inferiores de dosis.

Por supuesto, también las dosis terapéuticas, suministradas en el tratamiento del cáncer y de algunas otras enfermedades, pueden ser, a largo plazo, causantes de tumores o tener efectos genéticos. No obstante, al administrarse dichos tratamientos generalmente a personas de cierta edad, y con una corta esperanza de vida si éste no se aplica, los riesgos resultan plenamente aceptables.

5.2 Efectos somáticos agudos

Si un número suficientemente grande de células de un mismo órgano o tejido mueren o resultan drásticamente modificadas, puede haber una pérdida de la función del órgano, tanto más seria cuanto mayor sea el número de células afectadas, constituyendo un daño somático que se manifestará al poco tiempo de la irradiación. El estudio de este tipo de efectos es de gran interés para poder predecir las consecuencias de la guerra nuclear o de las dosis elevadas de radiación recibidas en caso de accidente en instalaciones radiactivas y nucleares. Gran cantidad de información útil al respecto procede del empleo de la radioterapia en el tratamiento del cáncer, así como de los accidentes ocurridos en el pasado. Para que este tipo de daños se manifiesten, en general habrán de superarse unas dosis mínimas o "*umbrales*" para la manifestación de efectos clínicos. A pesar de que los cambios celulares iniciales son aleatorios, el gran número de células que han de verse afectadas para que se inicie un efecto clínicamente observable, confieren a este tipo de daños un carácter determinista por encima de los umbrales de dosis correspondientes. Una vez superados estos umbrales, la probabilidad de que la radiación produzca el daño en un individuo sano, crece con cierta rapidez hasta la unidad, dependiendo del efecto, de forma que si se representa dicha probabilidad en función de la dosis, se obtienen curvas de tipo sigmoideo, como la que aparece en la Fig. 11, basada en la experiencia con las víctimas del accidente de Chernóbil.

La reacción después de una irradiación varía mucho entre las distintas partes del organismo, y depende también del tratamiento médico que pueda suministrarse al paciente y de si la dosis se recibe de una sola vez o en varias etapas. En general, los órganos pueden reparar hasta cierto punto los daños provocados por la radiación, de forma que una misma dosis suministrada de forma paulatina es mejor tolerada que si se recibe de forma instantánea.

Por supuesto, si la dosis es suficientemente grande, puede conducir a la muerte de la persona irradiada. Así, dosis muy elevadas, alrededor de 100 Gray, afectan de tal manera al sistema nervioso central, que la muerte se producirá en cuestión de horas o días. Si las dosis están comprendidas entre 10 y 50 Gray, y afectan a todo el organismo, la víctima podría escapar al síndrome del sistema neuro-vegetativo, pero se producen lesiones en el sistema gastro-intestinal, con destrucción de las vellosidades intestinales, pérdida de la función digestiva y grandes hemorragias, junto con una inflamación aguda de los pulmones, conduciendo todo ello a la muerte en cuestión de una o dos semanas. Dosis inferiores, entre 3 y 5 Gray, pueden no dañar tan seriamente al aparato digestivo, pero provocarían la muerte en la mitad de los casos, en uno o dos meses, al afectar seriamente a la médula ósea, tejido en el cual se producen las células de la sangre.

La médula ósea y el resto del sistema de producción de la sangre son de las partes más radiosensibles del cuerpo humano, siendo afectados por dosis tan bajas como 0,5 a 1 Gray. Sin embargo, presentan una marcada capacidad de regeneración, de

forma que si sólo se irradia una parte del cuerpo, generalmente sobrevive una cantidad de médula suficiente para reproducir la afectada.

Los órganos genitales y los ojos son también órganos bastante sensibles. Dosis de tan sólo 0,15 Gray que afecten a los testículos pueden provocar la esterilidad temporal del hombre cuando se absorben de una sola vez, mientras que serían necesarios 0,4 Gray/año en el caso de una exposición prolongada; para dosis mayores de 3,5 a 6 Gray, se podría producir una esterilidad definitiva. Los ovarios son bastante menos radiosensibles, aunque dosis entre 2,5 y 6 Gray administradas de una sola vez serían causa de esterilidad, con mayor sensibilidad al aumentar la edad de la mujer. Además, al contrario que el resto de los órganos, los genitales parecen ser más sensibles si la dosis es recibida de forma repetitiva que cuando se recibe de una sola vez, ya que bastarían 2 Gray/año para causar la esterilidad permanente en hombres y 0,2 Gray/año durante largo tiempo para causarla en mujeres.

El cristalino es la parte del ojo más vulnerable a la radiación, produciéndose cataratas y opacidades, que ocurren después de un cierto período, tras una exposición aguda de entre 2 y 10 Gray para radiación de baja LET, mientras que basta una dosis entre 2 y 3 veces inferior cuando la radiación causante sea de alta LET. Para una exposición crónica durante años, el umbral para este efecto se estima en 0,15 Gray/año.

Asimismo, los niños son especialmente sensibles, en particular los huesos y el cerebro, pudiendo verse afectado el crecimiento de los huesos si se reciben dosis relativamente pequeñas. El feto también es muy vulnerable a las lesiones cerebrales, con retraso mental serio, si su madre es irradiada entre las ocho y las quince semanas de embarazo, pareciendo no existir umbral para este tipo de daño, por lo que ha de cuidarse especialmente la no irradiación de la madre -por ejemplo con rayos X- durante ese período.

Del resto de órganos, cabe decir que son relativamente resistentes y de respuesta lenta a la hora de manifestar un daño agudo, siendo tal vez el pulmón el más sensible debido a su complejidad.

5.3 Cánceres y daños hereditarios (efectos latentes)

El ser humano sufre muchos millones de ionizaciones en su masa de ADN cada día por causa de las fuentes naturales de radiación. Sin embargo, el cáncer no produce más de una de cada cuatro muertes, y sólo una pequeña fracción de éstas es atribuible a la radiación. Se puede afirmar, por tanto, que el proceso que conduce desde la creación de un par iónico en la molécula del ADN hasta la aparición de un cáncer es altamente improbable.

Por otra parte, alrededor del diez por ciento de los recién nacidos sufre algún tipo de defecto hereditario, desde ligeras afecciones, como el daltonismo, hasta graves incapacidades, como el síndrome de Down. Los efectos genéticos pueden clasificarse en dos categorías: alteraciones en el número y la estructura de los cromosomas, y mutaciones de los genes. Las mutaciones genéticas se clasifican, a su vez, en dominantes (que aparecen en los hijos de quienes las padecen) y recesivas (que sólo aparecen cuando ambos progenitores poseen el mismo gen mutante).

A pesar de las numerosas investigaciones llevadas a cabo en las últimas décadas, la información relativa al cáncer o a los defectos hereditarios inducidos por la radiación a bajas dosis es todavía escasamente significativa, siendo ésta una cuestión todavía abierta a la discusión científica (véase la Fig. 12). Para realizar estimaciones válidas del riesgo, deben reunirse ciertas condiciones: en primer lugar, debe conocerse

con exactitud la dosis de radiación absorbida por todo el cuerpo o en los órganos de interés; la población irradiada ha de ser observada durante décadas a fin de que todos los tipos de daño tengan tiempo de aparecer; y, puesto que también se presentan naturalmente por múltiples causas, se deberá disponer de una población de referencia, pero que no haya sufrido la irradiación, a fin de poder saber casos habrían aparecido en ausencia de ésta. Tales estudios incluyen a los supervivientes de las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki, y a diversos grupos que sufrieron irradiaciones con fines médicos.

El principal problema reside en que los grupos de población de los estudios que han resultado concluyentes recibieron dosis de radiación significativamente superiores a las habituales en el campo profesional, o en la vida cotidiana. Por ello, no queda más alternativa que extrapolar los riesgos conocidos, producidos por dosis altas, al campo de las dosis reducidas. Prudentemente, los organismos internacionales expertos en el tema⁴ suponen la inexistencia de umbral para la aparición de cánceres o de efectos hereditarios, y además que existe un incremento lineal constante del riesgo con el aumento de las dosis recibidas.

No obstante, se admite que el valor de los factores de riesgo por unidad de dosis absorbida se reduce cuando la dosis se recibe lentamente (ICRP, 1991) empleándose un factor reductor en función del valor de la dosis y de la tasa de dosis (*Dose and Dose Rate Effectiveness Factor*, DDREF), con valor 2 para dosis absorbidas por debajo de 0,2 Gray y tasas de dosis inferiores a 0,1 Gray/hora.

En general, los estudios demuestran que los distintos tipos de cáncer se manifiestan después de un período de latencia de algunos años, a partir del cual la probabilidad condicional de aparición del cáncer en cada intervalo temporal, por unidad de dosis recibida, puede expresarse de dos formas, según el tipo de efecto (ver Fig. 13):

- En los *modelos de tipo absoluto*, también llamados *modelos aditivos*, dicha probabilidad es constante durante todo el período de riesgo efectivo (meseta o *plateau*). Según estudios recientes, a dicho modelo responden la leucemia y los cánceres de huesos y tiroides (NRC, 1993).
- En los *modelos de tipo relativo*, o *multiplicativos*, dicha probabilidad supone una fracción constante de la tasa natural de aparición del cáncer en cuestión para los individuos de su misma edad. Los cánceres de mama, pulmón, aparato digestivo, piel y otros cánceres, parecen responder a este tipo de modelo (NRC, 1993).

Se entiende que la estimación de factores integrados del riesgo de aparición de cánceres hace necesario utilizar datos característicos de la población irradiada, tales como su distribución por edades, tablas de supervivencia en función de la edad y, en el caso de los modelos relativos, las tasas de aparición de cada tipo de cáncer, también en función de la edad. Ello hace que, en principio, las probabilidades de muerte por cáncer después de una irradiación, sean dependientes de las características de la población. Para ofrecer estimaciones que puedan ser de aplicación general, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, 1991) ofrece unos factores de riesgo promediados entre los obtenidos para la población de distintos países y continentes, utilizando diferentes modelos (aditivos y multiplicativos). Como se observa en la Tabla III, el valor promedio de dichos valores para la probabilidad de muerte por cáncer es del

⁴ La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), o el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de la Radiación Atómica (UNSCEAR).

orden de $5 \times 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ en una población de todas las edades, siempre que la exposición recibida sea pequeña.

Con respecto a los daños hereditarios graves, los estudios más recientes (revisados en NRC 1993 e ICRP 1991) indican que la probabilidad de aparición de un daño hereditario importante, en la primera generación después la población que sufra la irradiación, es del orden de $1,5$ a $4 \cdot 10^{-3}$ por cada Gray recibido en las gónadas. Si esta probabilidad se integra para todas las generaciones posteriores a la irradiada, el valor resultante es del 1 por ciento por Gray.

5.4 Efectos sobre el medio ambiente y otros seres vivos

En las anteriores recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, 1977) se afirmaba que *“si el hombre está adecuadamente protegido, entonces otros seres vivos probablemente también estén suficientemente protegidos”*. Dicha afirmación se ha venido aceptando en el pasado sin mucha discusión, a pesar de su ambigüedad. De hecho, al examinar la situación en el entorno de instalaciones concretas siempre se ha encontrado que resulta razonable e incluso conservadora. No obstante, la complejidad de las relaciones entre las especies de cualquier ecosistema hace aconsejable un estudio más detallado de los efectos de la radiación sobre las especies no-humanas.

Como se ha podido constatar tras el accidente de Chernóbil, la liberación de radionucleidos al medio ambiente puede ocasionar dosis de radiación a ciertos organismos mucho mayores que las recibidas por el ser humano. La diferencia principal reside en la forma en que los riesgos planteados se valoran. Así, mientras que el riesgo a las personas se valora individualmente, en el caso de los animales se trata de valorar el impacto sobre las especies. Podría resultar admisible que se causen daños a algunos individuos mientras que la población en general no se viese amenazada. Por el contrario, en el caso de especies amenazadas o protegidas, también se pondrá énfasis en la protección de los individuos.

En ese sentido, las recomendaciones más recientes de la CIPR (ICRP, 1991) han modificado el párrafo anterior como sigue:

“La Comisión cree que el nivel de control medioambiental necesario para proteger al hombre en la medida considerada actualmente como deseable, asegurará asimismo que otras especies no se expongan a situación de riesgo. Miembros individuales de especies no humanas podrían, a veces, ser dañados, pero no hasta el punto de poner en peligro especies enteras o crear desequilibrios entre distintas especies”.

Este principio sitúa el interés de la protección radiológica sobre aquellas variables de interés para evaluar el efecto sobre el mantenimiento de la población, tales como la mortalidad, fertilidad y tasas de mutación genética.

Los conceptos de exposición “aguda” y “crónica” han de referirse ahora, respectivamente, a periodos breves comparados con el desarrollo biológico de los organismos afectados o del orden de una fracción significativa de su vida. Una exposición será “elevada” si puede causar un efecto patológico serio y rápido, mientras que se considerará “baja” si ofrece solo efectos marginales sobre la mortalidad, pero puede llegar a causar efectos biológicos observables. Todos estos términos serán relativos dependiendo de a qué especies se refieran: una exposición “crónica” para una bacteria sería una exposición “aguda” para una planta; una dosis “elevada” para un mamífero se podría considerar casi seguro como “baja” para un molusco. La Fig. 14 presenta la respuesta a una exposición “aguda”, en cuanto a la variación entre organismos de la dosis que causase la muerte del 50% de los individuos expuestos.

La información sobre estos efectos procede en su mayor parte de los experimentos realizados por los EE.UU. en los años de la guerra fría.

La extrapolación de los resultados de dichos experimentos a la evaluación del impacto ecológico de una contaminación significativa del medio ambiente es siempre difícil, pero en la actualidad se están produciendo avances notables hacia una normalización de las evaluaciones de impacto ecológico. Tal vez sea ésta la última cuestión pendiente, ya en curso de estudio, en cuanto a la normativa sobre protección radiológica. La complejidad de los ecosistemas hace preciso basar su protección en evaluaciones integradoras de todos los aspectos implicados. El desarrollo necesario en este sentido pasa por establecer magnitudes y unidades adecuadas para la dosis recibida por las otras especies, modelos dosimétricos de referencia, con geometrías y organismos suficientemente representativos, y medidas del daño y los efectos biológicos causados.

6. Medios físicos para la protección frente a las radiaciones ionizantes

De acuerdo con lo visto anteriormente, para la utilización segura de las sustancias radiactivas habrá que reducir a valores aceptables la dosis recibida. Puesto que la dosis se puede recibir tanto por vía externa como por la incorporación de material radiactivo al organismo, habrán de distinguirse claramente ambas posibilidades.

6.1 Protección frente a exposición externa e interna

Como se ha visto al hablar de la atenuación de la radiación, frente a la exposición externa habrá que jugar con la distancia a la que las fuentes emisoras de radiación se sitúen y con los materiales que proporcionen un blindaje adecuado, al facilitar la interacción y la cesión de la energía de la radiación en los mismos. Por su parte, obviamente, el tiempo de exposición influirá de forma directa sobre la dosis total recibida, siendo en ocasiones el único factor controlable por el usuario. Por ello, un entrenamiento adecuado y una planificación de cada operación a realizar son aspectos claves para la seguridad en el trabajo con radiaciones. Cabe afirmar que **distancia, blindaje y tiempo** constituyen los tres puntos básicos para el manejo seguro de fuentes radiactivas (Fig. 15).

Por otra parte, para evitar la incorporación de sustancias radiactivas al organismo, principalmente por inhalación o ingestión, en los lugares en donde se trabaje con material no encapsulado (polvo, líquido, etc.) habrá que instalar medios para evitar la dispersión de dicho material o la vestimenta y filtros adecuados al caso. Las sustancias habrán de mantenerse confinadas dentro de barreras suficientemente herméticas que eviten la contaminación del aire o de las superficies en los lugares de trabajo y en el medio ambiente. Este concepto genérico del **confinamiento mediante barreras** cabe aplicarlo a circunstancias muy variadas (Fig. 16):

- Así, cuando una fuente radiactiva se utilice en la industria o en la medicina como fuente de radiación externa, es necesario alojar el material radiactivo en una cápsula hermética, simple o doble según el caso. La hermeticidad de las fuentes encapsuladas ha de verificarse con periodicidad semestral o anual.
- El caso más notable de capacidad de aislamiento de materiales radiactivos es el de las centrales nucleares. En ellas, el número de barreras de contención es generalmente tres, a saber: 1) la vaina del combustible; 2) el circuito de refrigeración o barrera de presión; y 3) el sistema de contención, constituido por el edificio del

reactor, con una “piel de hermeticidad” de acero, sellada en cada una de las penetraciones que presente para el paso de tuberías, cables, etc., y que suele proyectarse con el fin exclusivo de impedir el escape de los productos de fisión en caso de accidente.

- De forma análoga, el principal requisito para la gestión segura de los residuos radiactivos es el de mantener su aislamiento por el periodo de tiempo necesario hasta que su decaimiento radiactivo los convierta en sustancias inocuas.

6.2 Detección y medida de la radiación ionizante

Obviamente, la detección de la presencia de radiación ha de basarse en los efectos que produce sobre la materia. No estando dotado el organismo de sentidos para ello, ha de recurrirse a instrumentos adecuados capaces de detectar —e incluso hacer visibles— las partículas fundamentales subatómicas. Su complejidad va, desde el conocido contador Geiger portátil hasta cámaras de destellos o de burbujas (Fig. 17a) con el tamaño de una habitación, empleadas por los físicos de altas energías.

Puesto que el efecto principal causado por las radiaciones es la ionización, uno de los primeros detectores que se empleó en física nuclear fue la *cámara de ionización* (Fig. 17b), que está formada esencialmente por un recipiente cerrado que contiene un gas y dos electrodos con potenciales eléctricos diferentes que recogerán los iones formados por la radiación. Si la cámara tiene un tamaño adecuado resulta muy sensible. De los detectores basados en la ionización gaseosa, uno de los más versátiles y utilizados es el contador de Geiger-Müller, desarrollado en 1928 (Fig. 17b). En él, el tubo detector está lleno de un gas o mezcla de gases a baja presión. Los electrodos son la delgada pared metálica del tubo y un alambre fino de wolframio situado longitudinalmente en su eje. Un fuerte campo eléctrico establecido entre los electrodos acelera los iones producidos, que colisionan con átomos del gas liberando electrones y produciendo más iones. Si la tensión entre los electrodos se hace suficientemente grande, la corriente cada vez mayor producida por una única partícula desencadena una descarga a través del contador. El pulso causado por cada partícula se amplifica electrónicamente y hace funcionar un altavoz o un contador mecánico o electrónico.

Otros detectores, llamados de *centelleo*, se basan en la ionización producida por partículas cargadas que se desplazan a gran velocidad en determinados sólidos y líquidos transparentes, conocidos como materiales centelleantes (diferentes sustancias orgánicas e inorgánicas, como plástico, sulfuro de cinc, yoduro de sodio o antraceno). La ionización produce destellos de luz visible que son captados por un tubo fotomultiplicador, un tipo de célula fotoeléctrica, de forma que se convierten en pulsos eléctricos que pueden amplificarse y registrarse electrónicamente.

Igualmente resultan de gran sensibilidad los *detectores de semiconductores* (generalmente germanio intrínseco o combinado con litio), en los que los pares electrón-hueco formados por la ionización aumentan momentáneamente la conducción eléctrica, lo que permite detectar estas partículas. Con el desarrollo de la microelectrónica está apareciendo una gran variedad de detectores para múltiples aplicaciones, que van desde la medida ultra-sensible de trazas de sustancias radiactivas de origen artificial en muestras de sustancias ambientales, al empleo de *dosímetros* personales de lectura directa, algunos tan pequeños como una tarjeta de crédito.

Para contabilizar la cantidad de radiación recibida por una persona (la *dosis*) también se emplean emulsiones dosimétricas, más gruesas y menos sensibles a la

luz visible que las empleadas en fotografía, en las que los granos de plata ionizados adquieren un color negro cuando se revela la emulsión, pudiendo establecerse una relación directa entre el ennegrecimiento y la cantidad de radiación recibida. Otros dosímetros se basan en el empleo de materiales *termoluminiscentes*, que por ofrecer grandes ventajas de tipo práctico se han impuesto como el método más utilizado en la actualidad. En esas sustancias se libera luz visible al ser calentados, mediante un proceso que implica dos pasos: 1) la ionización inicial hace que los electrones de los átomos del material se exciten y salten de las órbitas internas de los átomos a las externas; 2) cuando se calienta el material y los electrones vuelven a su estado original, se emite un fotón de luz, que puede ser amplificado y medido al igual que se hacía con los materiales de centelleo.

Con respecto a los neutrones, suelen detectarse de forma indirecta a partir de las reacciones nucleares que tienen lugar cuando colisionan con los núcleos de determinados átomos (por ejemplo, el ^3He , o el ^6Li). En el caso de los neutrones térmicos, si se emplea F_3B enriquecido en ^{10}B , al colisionar esos núcleos se producen partículas alfa, fáciles de detectar.

Otros detectores se llaman *de trazas*, porque permiten a los investigadores observar las trazas que deja a su paso una partícula. Las cámaras de destellos o de burbujas son detectores de trazas, igual que la cámara de niebla o las emulsiones fotográficas nucleares, que emplean los principios comentados anteriormente. Fundamentalmente se aplican en el estudio de la física de las partículas elementales.

6.3 Vigilancia radiológica del medio ambiente

Con respecto a la protección del público y del medio ambiente, además de establecerse límites para los vertidos de efluentes de cada instalación, se lleva a cabo una estrecha vigilancia, reforzada en el entorno de los emplazamientos nucleares. Para comprobar el impacto real de las centrales nucleares, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) establece los programas de vigilancia radiológica del medio ambiente (PVRA, Fig. 18), en los que se comprueba mediante la toma de miles de muestras de sustancias ambientales (unas 2000 muestras y unos 13.000 análisis cada año) la ausencia de contaminación significativa. Se toman muestras de suelos, agua de lluvia, cultivos, leche de vaca, carne, aves y huevos, peces, agua potable, agua subterránea, agua superficial y sedimentos. Además existen una serie de puntos (del orden de 30) en los que se mide continuamente la radiación de fondo y la presencia de radiactividad para poder detectar cualquier desviación. Las muestras tomadas y los análisis practicados son objeto de verificación y contraste por entidades independientes de las centrales (algunas Comunidades Autónomas laboratorios especializados, como el CIEMAT), a las que el CSN encomienda esa misión. Los resultados de esta vigilancia indican que la dosis efectiva anual causada por la descarga de efluentes de las centrales nucleares españolas en la población más expuesta de su entorno no supera en ningún emplazamiento los 0,01 mSv (Fig. 19).

Además, para cubrir la vigilancia de la totalidad del territorio nacional, el CSN dispone de una red de vigilancia de la radiación (la red REVIRA, Fig. 20) que comprende tres sistemas diferenciados:

- Una serie de estaciones de detección y medida en continuo de la radiactividad ambiental, con transmisión de señales al CSN (y cuyos valores medios se pueden consultar por el público en general en Internet: www.csn.es)

- Unos laboratorios asociados que llevan a cabo un programa de muestreo y análisis de la radiactividad ambiental en todo el país.
- La vigilancia radiológica de las aguas continentales españolas, llevada a cabo por el Centro de Estudios y Experimentación del Ministerio de Fomento.

También existe en España otra red muy densa, la Red de Alerta a la Radiactividad, RAR, de la Dirección General de Protección Civil, con más de 900 estaciones de medida que registran y transmiten, en tiempo real, los datos de radiación ambiental tanto a Protección Civil como al CSN. Esta red, de menor sensibilidad y precisión que REVIRA, tiene por objeto principalmente la detección de cualquier situación accidental o de cualquier escape incontrolado de material radiactivo a la atmósfera, originado dentro o fuera de nuestras fronteras.

7.- Principios básicos y reglamentación sobre protección radiológica

A la vista de los efectos que la radiación es capaz de producir sobre el ser humano, y por ende en el resto de seres vivos, es evidente la necesidad de controlar las actividades que impliquen el manejo o producción de sustancias radiactivas. Un resumen de la normativa existente o que se utiliza como referencia en España aparece en la Tabla IV.

Desde 1928 existe un organismo internacional de reconocido prestigio - la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICPR), ya citada -, que se preocupa de emitir una serie de recomendaciones, basadas en los más recientes conocimientos científicos sobre los efectos de la radiación, para orientar a las autoridades encargadas en cada país de la regulación y control en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Sus recomendaciones están actualmente incorporadas en España en los *Reglamentos sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* (MINER, 1999) y *sobre Protección Radiológica* (MINECO, 2000), que han sido revisados recientemente, en coordinación con la Comunidad Europea (EURATOM, 1996), para adaptarlo a las últimas recomendaciones de la Comisión (ICRP, 1991).

La protección radiológica tiene un *doble objetivo fundamental*: **evitar la aparición de los efectos deterministas, y limitar la probabilidad de incidencia de los efectos probabilistas (cánceres y defectos hereditarios) hasta valores que se consideran aceptables**. Pero, por otra parte, sin limitar indebidamente las prácticas que, dando lugar a exposición a las radiaciones, suponen un beneficio a la sociedad o sus individuos.

A los efectos de la protección radiológica se definen las *prácticas* como todas aquellas actividades que pueden incrementar la exposición humana por introducir nuevas fuentes de radiación, vías de exposición o individuos expuestos, o por modificar las relaciones entre las fuentes ya existentes y el hombre. Para conseguir lograr el objetivo fundamental de la protección radiológica se establecen tres principios básicos:

a) **Justificación**: Toda práctica debe producir el suficiente beneficio a los individuos expuestos o a la sociedad como para compensar el detrimento por causa de la exposición a la radiación.

b) **Optimización**: Para cualquier fuente de radiación, las dosis individuales, el número de personas expuestas, y la probabilidad de verse expuestas, deben

mantenerse tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta consideraciones sociales y económicas (ALARA⁵).

c) **Limitación de dosis y riesgos individuales:** La exposición individual al conjunto de fuentes susceptibles de control ha de estar sujeta a límites en la dosis recibida y, en el caso de exposiciones potenciales, a cierto control del riesgo.

Los anteriores principios implican que, además de las operaciones o situaciones normales, haya que considerar las exposiciones potenciales por causa de accidentes. Generalmente, para estos casos, las limitaciones se establecerán con respecto a su probabilidad de su ocurrencia. Este requisito se puede satisfacer aplicando técnicas probabilistas para la cuantificación del riesgo. Dichas técnicas son ya hoy en día comúnmente aplicadas en el caso de las centrales nucleares.

La justificación de una práctica ha de analizarse teniendo en cuenta las ventajas e inconvenientes asociados a la introducción de la misma, estableciendo un balance adecuado entre ambos. Puesto que, en la realidad, hay componentes de beneficios y costes difícilmente cuantificables, o de evaluación subjetiva, siempre es posible la comparación de diferentes alternativas. En todo caso, para cada práctica (por ejemplo, la generación de energía eléctrica), debe considerarse la suma de todos los procesos asociados a la misma, incluyendo explícitamente la generación y gestión de los residuos generados.

Una vez justificada una práctica, ha de procederse a su optimización. Puesto que se admite que toda dosis de radiación implica un riesgo no nulo, no es suficiente con cumplir los límites de dosis - que en todo caso limitan la región de lo inaceptable -, sino que han de reducirse las dosis hasta encontrar un valor óptimo, que maximice el beneficio neto total, para lo cual, mediante técnicas apropiadas se puede comparar el esfuerzo necesario para aminorar las dosis frente a la reducción del detrimento sanitario obtenida.

Por último, la limitación de dosis tiene como finalidad la protección de los individuos más expuestos, para garantizar que no se alcancen niveles inaceptables del riesgo de sufrir daños a la salud. Los límites, que se aplican a las exposiciones debidas a prácticas, exceptuando la exposición al fondo radiactivo natural y la exposición médica, han sufrido una disminución como consecuencia de las últimas recomendaciones de la ICRP (ICRP, 1991), que se sustentan en los últimos avances en radiobiología. La Tabla V recoge los límites de dosis aplicables a los trabajadores expuestos, estudiantes y aprendices, referidos a la exposición recibida en el trabajo o como consecuencia de él, incluyendo la producida en el trabajo a consecuencia de las fuentes naturales, cuando supere considerablemente los niveles ambientales en el entorno.

Los límites indicados para la exposición a todo el cuerpo se recomiendan por comparación con el nivel de riesgo existente en actividades profesionales consideradas como especialmente seguras. Los límites especiales al cristalino, piel y órganos se adoptan para prevenir la aparición de efectos deterministas derivados de la irradiación de dichos órganos.

Por su parte, la Tabla VI muestra los límites establecidos para acotar la exposición de la población en general. Para cada instalación concreta, han de aplicarse en el diseño límites restringidos, que eviten con razonable prudencia la

⁵ ALARA son unas siglas muy utilizadas que representan el concepto de optimización mediante el acrónimo inglés “*As Low As Reasonably Achievable*”.

superación de estos límites por cualquier individuo, tomando como referencia aquellos que puedan estar más expuestos (*restricciones de dosis*). Así, en el caso de las centrales nucleares, para limitar la exposición del público por vertido de efluentes se han venido tomando como referencia los límites indicados en la Tabla VII. El titular ha de realizar un estudio Analítico-Radiológico del emplazamiento, en un radio de 30 km, teniendo en cuenta el uso de la tierra y agua, demografía, costumbres, etc., además de la meteorología e hidrología locales, con el objetivo de determinar el grupo crítico de población y las dosis resultantes. Todo ello sirve de base para los ya comentados programas de vigilancia radiológica ambiental.

Un ejemplo de aplicación de los anteriores principios, se refiere a aquellas prácticas cuyas ventajas, en relación con sus riesgos potenciales, justifican plenamente su utilización, pero que emplean cantidades muy pequeñas de radiactividad o que suponen la exposición a niveles muy bajos. Su integración o mantenimiento en el sistema regulador no estaría justificada, por apartarse de lo óptimo. Por ejemplo, un tubo de rayos catódicos de tensión inferior a 30 kV que no presente una tasa de dosis superior a 1 $\mu\text{Sv/h}$ en ningún punto situado a 0,1 m de su superficie accesible (MINER, 1999), o un detector de incendios homologado que contenga un emisor α , como el ^{241}Am .

Un caso especial lo constituyen los materiales, fundamentalmente residuos, que habiendo estado sometidos al control regulador, resulta preferible autorizar su gestión por métodos convencionales, ya que su bajo nivel de radiactividad o de radiación no justificaría una gestión más costosa. En el caso del desmantelamiento de las instalaciones, esto permite eliminar del control grandes volúmenes de residuos no peligrosos y concentrar el control en los que realmente planteen riesgos potenciales. Se podrán declarar exentas aquellas prácticas que no supongan una dosis efectiva comprometida esperable superior a 10 $\mu\text{Sv/año}$ para cualquier miembro del público, o una dosis colectiva efectiva comprometida superior a 1 Sv persona (MINER, 1999).

7.1 Protección de los trabajadores expuestos

Además de lo ya indicado, se pueden citar otras cuestiones de tipo práctico con las que la reglamentación ayuda a garantizar una utilización segura de las radiaciones ionizantes y las sustancias radiactivas. Así, en primer lugar se requiere que quienes hayan de dirigir y planificar el funcionamiento de una instalación se hallen en posesión de la correspondiente *licencia de supervisor*, y que quienes manipulen materiales o equipos productores de radiaciones ionizantes posean la *licencia de operador* (MINER, 1999). Por otra parte, la protección operacional de los trabajadores de una instalación (MINECO, 2000) se basa en los siguientes principios:

- a) Evaluación previa de las condiciones laborales para determinar la naturaleza y magnitud del riesgo radiológico y asegurar la aplicación del principio de optimización (ALARA).
- b) Clasificación y señalización de los lugares de trabajo en diferentes zonas (*zona controlada* y *zona vigilada*) teniendo en cuenta: la evaluación de las dosis anuales previstas, el riesgo de dispersión de contaminación y la probabilidad y magnitud de exposiciones potenciales (Fig. 21).
- c) Clasificación de los trabajadores expuestos en diferentes categorías (*categorías A y B*) según sus condiciones de trabajo (Tabla V).

- d) Establecimiento de programas de información y formación en materia de protección radiológica, a un nivel adecuado a la responsabilidad y al riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes en el puesto de trabajo.
- e) Aplicación de las normas y medidas de vigilancia y control relativas a las diferentes zonas y a las distintas categorías de trabajadores expuestos. Pudiendo ser requerido el establecimiento de un Servicio de Protección Radiológica o Unidad Técnica de Protección Radiológica, debidamente autorizado. Dentro de este apartado, se incluirían:
 - El control mensual y registro individual de la dosis recibida por vía externa mediante dosímetros.
 - El control de la posible incorporación de material radiactivo al organismo mediante detección externa y análisis de muestras biológicas.
 - El mantenimiento de un historial dosimétrico en el que se registrarán las dosis recibidas.
- f) Vigilancia médica realizada por Servicios Médicos Especializados.

Para el conjunto de los trabajadores expuestos en España, el CSN mantiene un registro centralizado de la dosis recibida en el *banco nacional de datos dosimétricos* y ha impuesto el uso del llamado *carpet radiológico*, documento personal del trabajador en el que se han de consignar todas las dosis que el trabajador pueda recibir en cualquier instalación junto con el resultado de los exámenes médicos.

7.2 Protección de la población en general

Además de lo expuesto anteriormente sobre la vigilancia radiológica del medio ambiente, la protección de la población ha de basarse en los principios siguientes (MINECO, 2000):

- a) La contribución de las prácticas a la exposición de la población en su conjunto, deberá mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales (ALARA);
- b) El titular de una práctica realizará los estudios adecuados a cada caso conducentes a confirmar que el riesgo de exposición a que pudiera estar sometida la población como consecuencia de sus actividades, no es significativo desde el punto de vista de la protección radiológica;
- c) Las prácticas deberán ser proyectadas convenientemente para evitar o reducir al mínimo posible la evacuación al medio ambiente de efluentes radiactivos;
- d) Sobre la base de los estudios mencionados, en la correspondiente autorización administrativa se especificará si debe disponerse de un sistema específico de vigilancia para evaluar y controlar, durante el ejercicio de la actividad, las dosis que pudieran ser recibidas por el público.

La vigilancia se basará fundamentalmente en la evaluación de las dosis que pudieran ser recibidas por la población potencialmente afectada y estará adecuada al riesgo que impliquen las actividades.

Para el caso de las centrales nucleares ya se han descrito en apartados anteriores los programas de vigilancia radiológica ambiental establecidos para poder verificar la exposición del público por el vertido de efluentes, así como los límites de restricción de dosis aplicados. Cabe añadir, para terminar, que se hace responsable al titular de la

práctica de la puesta en servicio y la eficacia de los equipos y procedimientos de medición necesarios para la protección radiológica de la población y del medio ambiente y, en su caso, de la evaluación de la exposición y de la contaminación radiactiva del medio ambiente y de la población, todo ello bajo el control del CSN.

8. Conclusiones

Después de lo presentado a lo largo del capítulo, cabe deducir las conclusiones siguientes, a modo de resumen final:

*Primera.- **Sobre los efectos causados por la radiación ionizante.*** Se ha visto como la radiación ionizante puede causar distintos daños sobre las células, que para resultar observables a nivel orgánico, produciendo efectos somáticos agudos, han de superar ciertos valores mínimos en la dosis (dosis umbral). Por otra parte, el daño en el ADN celular puede llegar a convertirse en un cáncer si la mutación progresa y de la multiplicación celular resulta finalmente un número suficientemente grande de células como para constituir un tumor. Cuando el ADN dañado es el de las células reproductoras, cabe la posibilidad de que se transmitan daños hereditarios a la descendencia. Estos procesos son altamente improbables, ya que el ser humano sufre cada día muchos millones de ionizaciones en su masa de ADN, mientras que sólo unos pocos cánceres y defectos genéticos son atribuibles a la radiación.

*Segunda.- **Sobre las fuentes de radiación ionizante.*** El ser humano está constantemente expuesto a múltiples fuentes de radiación ionizante. Las radiaciones provenientes de la propia Tierra y del espacio dominan la dosis total recibida. Especialmente elevada puede llegar a ser la dosis producida por la desintegración en los pulmones del gas radón y de sus descendientes radiactivos, formados a partir de la desintegración del uranio presente en la corteza terrestre. De entre las fuentes artificiales, la dosis media recibida es debida, en su mayor parte, a la utilización médica de las radiaciones ionizantes, con una contribución muy escasa debida a los efluentes gaseosos y líquidos descargados por las centrales nucleares, incluso para las personas que habitan en sus proximidades. Este hecho está avalado por los continuos programas de vigilancia medioambiental que se realizan en los emplazamientos y su verificación por el Consejo de Seguridad Nuclear.

*Tercera.- **Sobre los objetivos de la protección radiológica.*** Dada la toxicidad de las radiaciones ionizantes, ante la abundancia de fuentes naturales y artificiales emisoras de tales radiaciones, un objetivo inmediato de la Protección Radiológica será evitar la aparición de los efectos sanitarios de tipo inmediato, manteniendo la dosis recibida por cualquier persona por debajo de los umbrales de aparición de tales efectos. Con respecto a los efectos probabilistas (cánceres y defectos hereditarios), habrá de limitarse su probabilidad de aparición a valores que se consideran seguros. Pero, por otra parte, sin limitar injustificadamente aquellas prácticas que, aunque supongan una exposición a las radiaciones, proporcionen un beneficio mayor para la sociedad o sus individuos. Para conseguirlo, se aplican los tres principios de la **justificación, limitación de las dosis y riesgos individuales** y **optimización** en busca del beneficio máximo. Para asegurar su cumplimiento, se establecen una serie de actuaciones y controles sobre los trabajadores y sobre el medio ambiente.

9. Referencias bibliográficas

Alonso A., *El riesgo de las radiaciones: La experiencia de Chernóbil-4*. Conferencia Inaugural del VI Congreso de la Sociedad Española de Protección Radiológica. Córdoba, 24 a 27 de septiembre de 1996.

CSN, Consejo de Seguridad Nuclear, *Dosis de radiación*. Madrid (1992a).

CSN, Consejo de Seguridad Nuclear, *Protección radiológica*. Madrid (1992b).

CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. *La vigilancia de la radiación*. Madrid (1992c).

CSN, Consejo de Seguridad Nuclear. *Memoria Anual 1998*. Madrid (1999).

EURATOM, *Directiva 96/29 de 13 de mayo de 1996, por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes*. Diario Oficial de las Comunidades Europeas. Luxemburgo (29 de junio de 1996).

ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 26*. Pergamon Press, Oxford (1977).

ICRP, International Commission on Radiological Protection. *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford (1991). Traducción al español por la Sociedad Española de Protección Radiológica. Madrid (1995).

ICRP, International Commission on Radiological Protection. *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation*. ICRP Publication 74. Annals of the ICRP, Pergamon Press Oxford (1996).

MINER, Ministerio de Industria y Energía. *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, Real Decreto 1836/1999 (BOE 31-diciembre-1999). Madrid (1999).

MINECO, Ministerio de Economía. *Reglamento sobre protección radiológica*, Estando pendiente su publicación de los últimos trámites legislativos, se ha trabajado con el último borrador en la fecha de confección del capítulo (octubre 2000). Madrid (2000).

MOPU, Ministerio de Obras Públicas y Urbanismo. *Real Decreto 1317/1989, de 27 de octubre, por el que se establecen las Unidades Legales de Medida* (BOE 3-noviembre-1989). Madrid (1989).

NRC U.S. Nuclear Regulatory Commission. *Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis*. Report NUREG/CR-4214. Washington D.C. (1993).

PNUMA, Programa de las Naciones Unidas para el Medio Ambiente. *Radiación, Dosis, Efectos, Riesgos*, segunda edición en español por el Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid (1989).

Saunders P., *La Radiación y Tú*. Comisión Europea y Consejo de Seguridad Nuclear (1990).

Shapiro J., *Radiation Protection. A Guide for Scientists and Physicians*. 2nd Edition. Harvard University Press, Cambridge, Massachusetts (1981).

Sollet E. y Velasco E., *La Naturaleza de la Radiación*. Iberdrola, Madrid (1997)

UNSCEAR, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, *Sources, Effects and Risks of Ionising Radiation*, Report to the General Assembly with *Scientific Annex*, United Nations. New York (1996).

UNSCEAR, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, *Sources, Effects and Risks of Ionising Radiation*, Report to the General Assembly with *Scientific Annex*, United Nations. New York (2000).

ANEXO

Tabla I

LA DOSIS DE RADIACIÓN Y SUS UNIDADES DE MEDIDA (*)

MAGNITUD	DEFINICIÓN	UNIDADES
DOSIS ABSORBIDA D	Cociente entre la energía media (<i>de</i>) impartida por la radiación ionizante a la materia en un elemento de volumen, y la masa (<i>dm</i>) del mismo.	Unidad del S.I.: Gray (Gy). 1 Gy = 1 Julio/kg Unidad histórica: rad. 1 rad = 0.01 Gy
DOSIS EQUIVALENTE H	Es una ponderación de la Dosis Absorbida en un tejido u órgano T, para tener en cuenta el tipo de radiación, de acuerdo con su potencialidad para producir efectos biológicos. $H_T = D_{T,R} \cdot w_R$ w_R - Factor de ponderación de la radiación.	Unidad del S.I.: Sievert (Sv). 1 Sv = 1 julio/kg Unidad histórica: rem. 1 rem = 0.01 Sv Valores de w_R: 1 Radiación X, beta, gamma, electrones y positrones. 5 Protones. 5 a 20 Neutrones, según su energía. 20 Radiación alfa, núcleos pesados.
DOSIS EFECTIVA E	Es una suma ponderada de las dosis equivalentes recibidas por los distintos tejidos y órganos del cuerpo humano. $E = \sum_T w_T \cdot H_T$ <i>Los factores w_T son representativos del detrimento, o contribución al riesgo total de daños biológicos, que supone la irradiación de cada órgano individual.</i>	Sievert (Sv). Valores de w_T: 0,01 Sup.Huesos, Piel 0,05 Bazo, Mama, Hígado Esófago, Tiroides RESTO 0,12 Colon, Pulmón, Médula Roja, Estómago 0,20 Gónadas
DOSIS COMPROMETIDA (Equivalente o Efectiva)	<i>Tras una incorporación (por ingestión o inhalación) de material radiactivo, dependiendo de su metabolismo, éste puede permanecer en el organismo durante mucho tiempo.</i> Se denomina <i>dosis comprometida</i> , a la dosis acumulada por dicha causa durante un cierto periodo de tiempo (habitualmente 50 años para adultos y un máximo de 70 años para niños).	
DOSIS COLECTIVA	<i>Es la suma de las dosis (generalmente se aplica a la dosis efectiva) recibidas por un colectivo de población que esté expuesta a una misma fuente de radiación.</i> Se expresa en Sievert x persona	

(*) Conforme a las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, 1991 e ICRP, 1996), a la Directiva Europea 96/29 (EURATOM, 1996) y al Reglamento de Protección Radiológica (MINECO, 2000).

Tabla II
DOSIS DE RADIACION. VALORES COMPARATIVOS

<u>Dosis (mSv)</u>	<u>Efectos sobre la salud o valor típico</u>
10.000	Muerte en días o semanas (100% de los casos)
4.000	Muerte en días o semanas (50% de los casos)
250	No produce efectos observables de tipo inmediato
100	No hay evidencia de efectos sanitarios en seres humanos
3,5	Dosis media anual por persona en España
2,5	Dosis media anual por persona en el mundo
3,0	Una exploración radiográfica de aparato digestivo Un escáner (tomografía axial computerizada, TAC) de la cabeza
0,02	Una radiografía de tórax
0,002	3 horas en avión. Dosis anual media debida a la industria nuclear

La tabla muestra algunos valores característicos medios de la dosis de radiación. Para dosis equivalente a todo el cuerpo del orden de 10.000 miliSievert (mSv), las probabilidades de supervivencia son mínimas. Cuando la dosis baja a 4.000 mSv, recibiendo tratamiento médico adecuado la probabilidad de supervivencia aumenta al 50% por término medio. Dosis inferiores a 250 mSv no producirían efectos observables de tipo inmediato en la persona, salvo alguna variación temporal en los recuentos de células sanguíneas (leucocitos). Por debajo de los 100 mSv no existe evidencia concluyente de efectos sanitarios en seres humanos, ya que los colectivos que presentan mejores características para los estudios epidemiológicos recibieron dosis más elevadas. Por debajo de estas cifras resulta muy difícil establecer relaciones causa-efecto entre la dosis recibida y la aparición de cánceres o defectos hereditarios, ya que la radiación no es sino uno más entre muchos factores causantes a los que el ser humano está expuesto. Cifras características de la dosis media anual en España y en el mundo serían 3,5 y 2,5 mSv respectivamente, residiendo la diferencia en el uso médico que de las radiaciones se hace en los países desarrollados frente al promedio mundial. Una exploración radiográfica de aparato digestivo o un escáner de cabeza pueden suponer en media una dosis de 3 mSv, mientras que una simple radiografía de tórax supone 0,02 mSv. Frente a estos valores, la dosis media anual recibida por la población española por causa de la industria nuclear es del orden de 0,001 a 0,002 mSv, que resultan equivalentes, por ejemplo, a la dosis que la radiación cósmica produce cuando se realiza un vuelo de 3 horas en un avión comercial.

Tabla III.- Mortalidad media en una población de todas las edades por distintos cánceres después de una exposición a bajas dosis (ICRP, 1991).

TIPO DE CANCER (Organo)	Factor de riesgo de muerte (10^{-4} Sv^{-1})	TIPO DE CANCER (Organo)	Factor de riesgo de muerte (10^{-4} Sv^{-1})
Vejiga	30	Esófago	30
Médula Osea	50	Ovarios	10
Superficie Huesos	5	Piel	2
Mama	20	Estómago	110
Colon	85	Tiroides	8
Hígado	15	Resto de cánceres	50
Pulmón	85	TOTAL	500

Tabla IV
RESUMEN DE LEGISLACIÓN Y NORMATIVA SOBRE PROTECCIÓN
RADIOLÓGICA

Legislación Española

L E Y E S	Ley 25/64 de 29 de abril, sobre Energía Nuclear , (B.O.E. de 4 de mayo), modificada parcialmente por la Ley 25/68 de 20 de junio; modificada parcialmente a su vez por la Ley 40/94 de 30 de diciembre (B.O.E. 31-12-94)	Su objeto es fomentar el desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear en España y regular su puesta en práctica dentro del territorio nacional.
	Ley 15/80 de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (B.O.E. de 25 de abril), modificada parcialmente por la Ley 40/94 de 30 de diciembre (B.O.E. 31-12-80)	Su objeto es establecer las funciones del único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, así como su composición y estructura, los bienes y medios económicos.
	Ley 14/99 de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN (B.O.E. 5-5-99)	Establece las tasas y precios por servicios prestados por el CSN, así como la ampliación de las funciones y competencias descritas en la Ley 15/80 de Creación del CSN.
R E G L A M E N T O S	Real Decreto 1836/1999 de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas . (B.O.E. 31-12-99)	Este reglamento define y clasifica las instalaciones nucleares y radiactivas en categorías y establece la documentación necesaria para obtener las correspondientes autorizaciones administrativas, licencias de operadores y supervisores, las obligaciones del personal de operación, etc.
	Real Decreto 53/92 de 24 de enero, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes , (B.O.E. 12-2-92, corrección de erratas en B.O.E. 15-4-92)	Es el reglamento que establecía las medidas básicas para la protección radiológica de los trabajadores y del público: límites de dosis, clasificación de trabajadores y zonas de trabajo, requisitos de vigilancia radiológica, etc.
	Revisión en 2000 para su adaptación a la Directiva 29/96 de EURATOM (pendiente de publicación)	
	Decreto 2177/67 de 22 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares (B.O.E. 18-9-67), modificado por el Decreto 742/68 de 28 de marzo (B.O.E. 20-4-68).	Establecen la cobertura necesaria para garantizar la responsabilidad por daños nucleares de una instalación nuclear o del transporte de sustancias nucleares. No obstante, el nuevo <i>Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas</i> (R.D. 1836/99) indica que las instalaciones de 2ª y 3ª categoría no necesitarán constituir la cobertura de riesgos. Esta exención será aplicable asimismo a los aparatos productores de rayos X con fines de diagnóstico médico
	Decreto 2864/68 de 7 de noviembre, sobre Señalamiento de la Cobertura Exigible en materia de Responsabilidad Civil por Riesgos Nucleares , y que afecta al artículo 57 de la Ley sobre Energía Nuclear (B.O.E. 25-11-68)	
Reales Decretos 2115/1998 de 2 de octubre (B.O.E. 16-10-98), 2225/1998 de 19 de octubre (B.O.E. 2-11-98), y B.O.E. 23-1-91 y 10-7-97 (Instrucciones Técnicas), aprobando los Reglamentos Nacionales de Transportes de Mercancías Peligrosas por Carretera, por Ferrocarril y por Vía Aérea , respectivamente. Real Decreto 145/89 de 29 de enero (B.O.E. 13-02-89) por el que se aprueba el Reglamento Nacional de Admisión, Manipulación y Almacenamiento de Mercancías Peligrosas en los Puertos	El primero de estos reglamentos remite al cumplimiento del ADR o Acuerdo Europeo Internacional sobre Transporte de Mercancías Peligrosas, cuyo último publicado en el B.O.E. el 16-12-98 en el suplemento nº 300. Este Reglamento remite al Código Internacional Marítimo sobre Mercancías Peligrosas publicado por la Organización Marítima Internacional cuya última edición en el B.O.E. es de 15-7-97.	

TABLA IV (continuación)

OTRAS DISPOSICIONES NACIONALES:	
<p>Real Decreto 1976/1999 de 23 de diciembre por el que se establecen los <i>Criterios de Calidad en Radiodiagnóstico</i> (B.O.E. 29-12-99).</p> <p>Real Decreto 1841/1997 de 5 de diciembre, por el que se establecen los <i>Criterios de Calidad en Medicina Nuclear</i> (B.O.E. 19-12-97).</p> <p>Real Decreto 1566/1998 de 17 de julio, por el que se establecen los <i>Criterios de Calidad en Radioterapia</i> (B.O.E. 28-08-98).</p> <p>Real Decreto 1891/91 de 30 de diciembre, sobre <i>Instalación y Utilización de Aparatos de Rayos X con fines de Diagnóstico Médico</i> (B.O.E. 3-1-92), y Real Decreto 445/94 de 11 de marzo (B.O.E. 22-4-94), por el que se amplía el plazo.</p> <p>Real Decreto 1132/90 de 14 de septiembre, por el que se establecen medidas fundamentales de <i>Protección Radiológica de las Personas sometidas a Exámenes y Tratamientos Médicos</i>. (B.O.E. 18-09-90).</p> <p>Real Decreto 478/93 de 2 de abril, por el que se regulan los <i>Medicamentos Radiofarmacéuticos de Uso Humano</i> (B.O.E. 7-5-93).</p>	<p>Orden de 20-3-75 sobre <i>Normas de Homologación de Aparatos Radiactivos</i> (B.O.E. 1-4-75).</p> <p>Orden de 5-12-79 sobre <i>Asistencia Medicofarmacéutica a Lesionados y Contaminados por Elementos Radiactivos y Radiaciones Ionizantes</i> (B.O.E. 17-12-79), desarrollada en la Resolución de 20-12-79 (B.O.E. 29-12-79).</p> <p>Real Decreto 1428/86 de 13 de junio, sobre <i>Pararrayos Radiactivos</i> (B.O.E. 11-7-86), modificado parcialmente por R.D. 903/87 de 10 de julio (B.O.E. 11-7-87).</p> <p>Real Decreto 413/1997 de 21 de marzo, sobre <i>protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada</i> (B.O.E. 16-4-97).</p> <p>Orden de 29-3-89 de publicación de Acuerdo de Consejo de Ministros de 3-3-89, que aprueba el <i>Plan Básico de Emergencia Nuclear</i> (B.O.E. 14-4-89).</p> <p>Orden de 27-5-93 de publicación del Acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la <i>Información al Público sobre las Medidas de Protección Sanitaria aplicables y sobre el Comportamiento a seguir en caso de Emergencia Radiológica</i> (B.O.E. 4-6-93).</p>

Legislación de la Unión Europea

<p>Directiva 96/29/EURATOM de 13 de mayo de 1996, por la que se establecen las <i>normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes</i>.</p>
<p>Directiva 97/43/EURATOM de 30 de junio de 1997, relativas a <i>la protección de la salud frente a los riesgos derivados las radiaciones ionizantes en exposiciones médicas</i>, por la que se deroga la Directiva 84/466/EURATOM</p>

Recomendaciones Internacionales

<p>El Organismo Internacional de Energía Atómica, de Naciones Unidas, publica numerosos documentos en materia de protección radiológica, con carácter de recomendación y que son de gran utilidad, especialmente, para aquellos países importadores de tecnología nuclear. Entre todos estos documentos, la colección seguridad "Safety Series" comprende más de 70 guías relativas a una amplia gama de aspectos de seguridad en el diseño y operación de instalaciones nucleares y radiactivas. Destaca por su importancia fundamental en el ámbito de la Protección Radiológica el documento "Safety Series 115", que publica las Normas Básicas de Seguridad, y que cuenta con el patrocinio conjunto de los organismos de Naciones Unidas: OIEA, FAO, OIT y OMS; además de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE y la Organización Panamericana de la Salud.</p> <p>También hay que destacar por su papel de vanguardia en el ámbito de la protección frente a las radiaciones ionizantes a la Comisión Internacional de Protección Radiológica conocida por el acrónimo inglés ICRP. Trabaja desde 1928 y está formada por científicos y expertos de todo el mundo. Tiene publicados más de 70 documentos, que contienen normativa técnica básica de protección radiológica adoptada internacionalmente. Entre sus "recomendaciones" cabe destacar ICRP-26, publicada en 1977 que establece el Sistema de Limitación de Dosis que descansa en los 3 principios de <i>justificación, optimización y límites de dosis</i>. En 1990 publicó el documento ICRP-60 que modifica el sistema de protección dando prioridad a la optimización y recomendando la reducción de los límites.</p>
--

Tabla V
CLASIFICACIÓN Y LÍMITES DE DOSIS PARA LOS TRABAJADORES EXPUESTOS

LIMITES ANUALES DE DOSIS PARA LOS TRABAJADORES EXPUESTOS (en mSv)	
Tipo de exposición	Límites establecidos por la Directiva Europea 96/29 (Euratom, 1996) y Reglamento protección radiológica (MINECO, 2000)
Exposición homogénea cuerpo entero o Dosis Efectiva (suma de la dosis por exposición externa y la dosis comprometida a 50 años por incorporaciones durante el periodo)	100 mSv en 5 años ^(*) 50 mSv máximo anual
Cristalino	150 mSv
Piel, manos, antebrazos, tobillos	500 mSv
Mujeres en edad de procrear	Igual que a los hombres
Mujeres gestantes (dosis al feto)	1 mSv total
Trabajadores Categoría A	Si es probable que reciban una dosis efectiva superior a 6mSv al año, o dosis equivalente superior a 3/10 de los límites para cristalino, piel y extremidades
Trabajadores Categoría B	Si no es probable que reciban una dosis efectiva superior a 6mSv al año, o dosis equivalente superior a 3/10 de los límites para cristalino, piel y extremidades
Estudiantes y aprendices mayores de 18 años	Igual que a los trabajadores, categoría A o B, según corresponda
Estudiantes y aprendices entre 16 y 18 años	6 mSv / año dosis efectiva 50 mSv (cristalino) y 150 mSv (piel y extremidades)

(*) En promedio no se deberán superar los 20mSv al año. En España, en 1998, sólo 49 trabajadores de un total de 83.200 profesionalmente expuestos superaron ese valor (CSN, 1999), lo cual indica la buena situación de las instalaciones para el cumplimiento de los nuevos límites, que están vigentes desde el año 2000.

Tabla VI
LÍMITES DE DOSIS PARA LA EXPOSICIÓN DE LA POBLACIÓN

LIMITES ANUALES DE DOSIS PARA LOS MIEMBROS DEL PUBLICO (en mSv)	
Tipo de exposición	Límites establecidos por la Directiva Europea 96/29 (Euratom, 1996) y Reglamento protección radiológica (MINECO, 2000)
Dosis Efectiva	1 mSv
Cristalino	15 mSv
Piel	50 mSv

Tabla VII
LÍMITES DE DOSIS ANUALES PARA LA EXPOSICIÓN DEL PÚBLICO POR
VERTIDO DE EFLUENTES EN LAS CENTRALES NUCLEARES

LIMITES DE DOSIS ANUALES (en mSv) PARA MIEMBROS DEL GRUPO CRITICO.		
OBJETIVOS DE DISEÑO.		
ORGANO	EFLUENTES GASEOSOS	EFLUENTES LIQUIDOS
Todo el cuerpo	0.05 (gases nobles)	0.03
Piel	0.15 (gases nobles)	-
Cualquier órgano	0.15 (radioyodos y partículas)	0.10



Figura 1.- Henry Becquerel y Marie Curie.

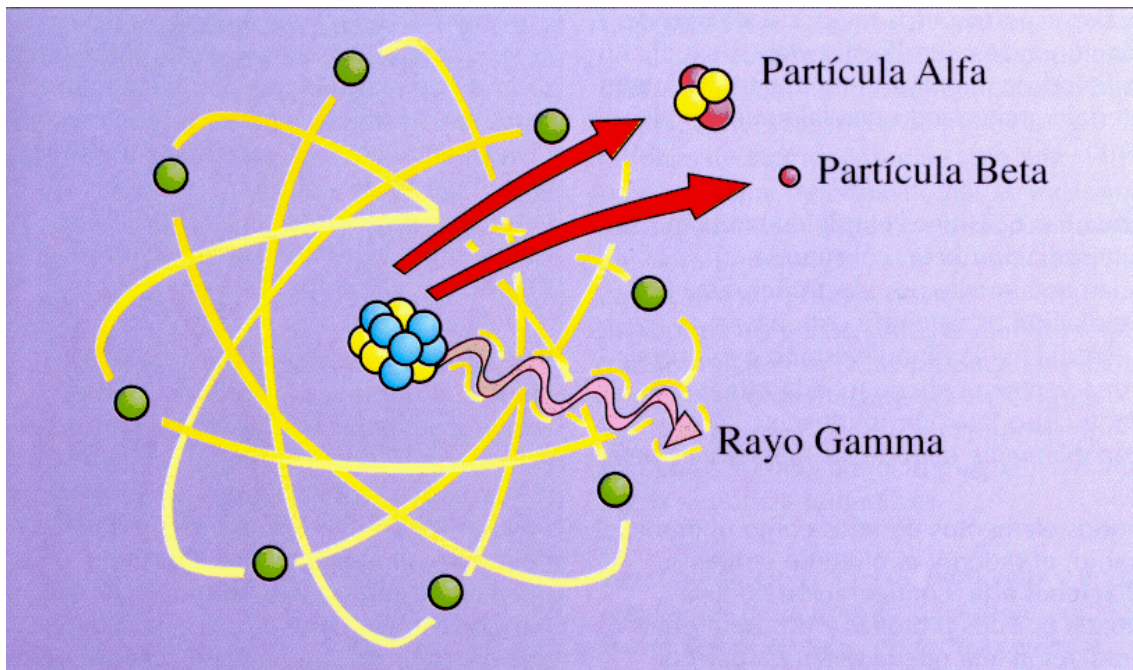
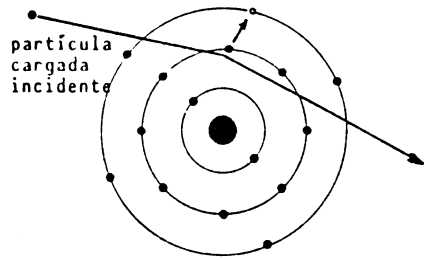
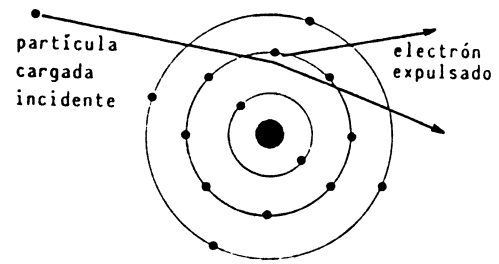


Figura 2.- Emisión de radiaciones ionizantes desde el núcleo atómico. (Sollet, 1997)

a) *excitación atómica.*



b) *ionización.*



c) *emisión de radiación frenado (bremsstrahlung).*

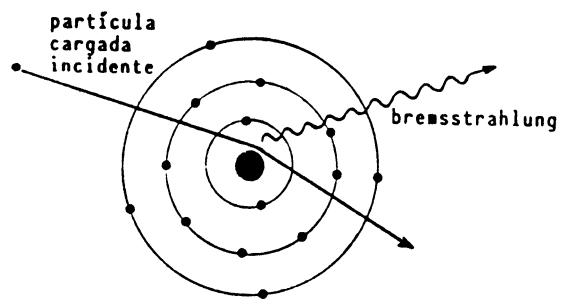
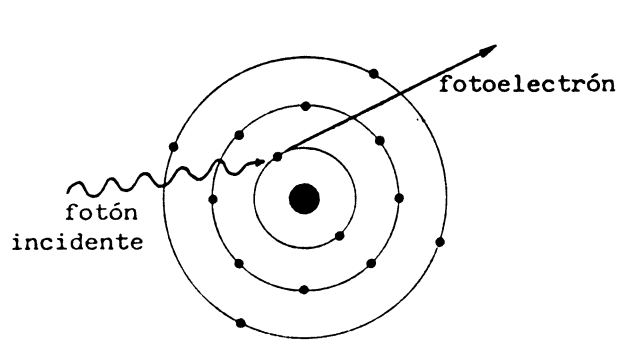
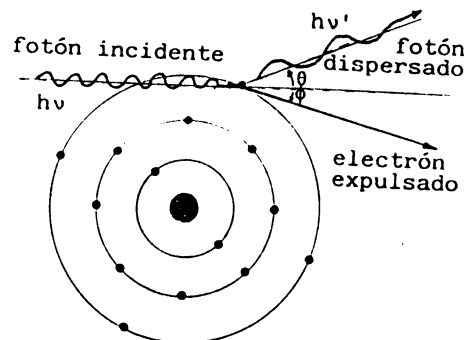


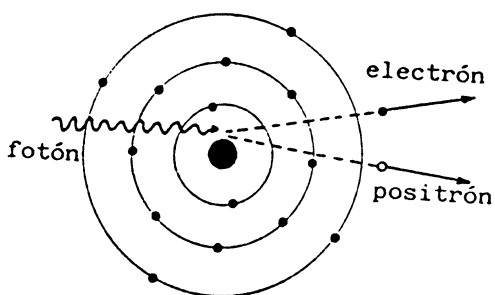
Figura 3.- Esquema de los procesos de interacción de partículas cargadas.



a) efecto fotoeléctrico.



b) efecto Compton.



c) efecto de producción de pares.

Figura 4.- Esquema de los procesos de interacción de los fotones

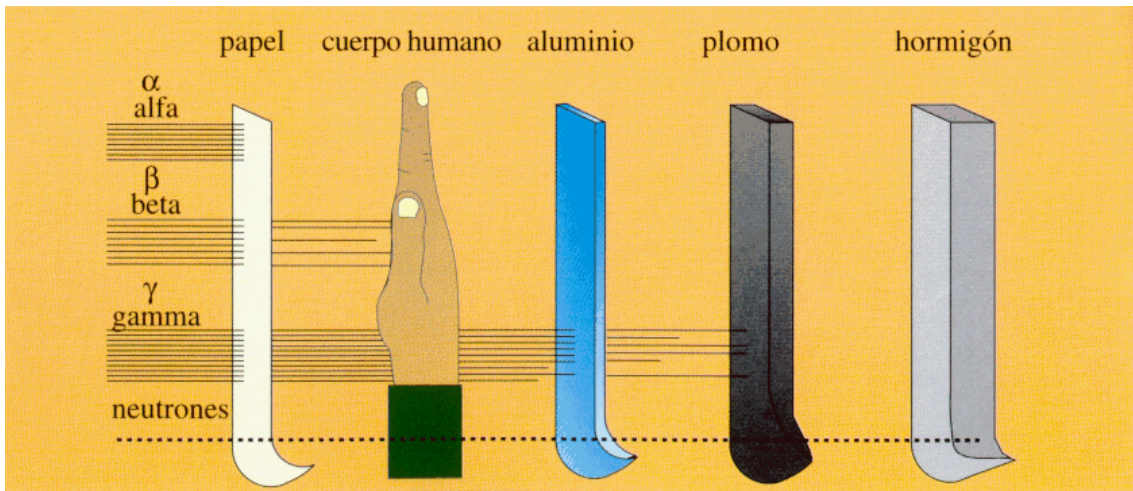


Figura 5.- Capacidad de penetración en la materia de los distintos tipos de radiación. (Sollet, 1997)

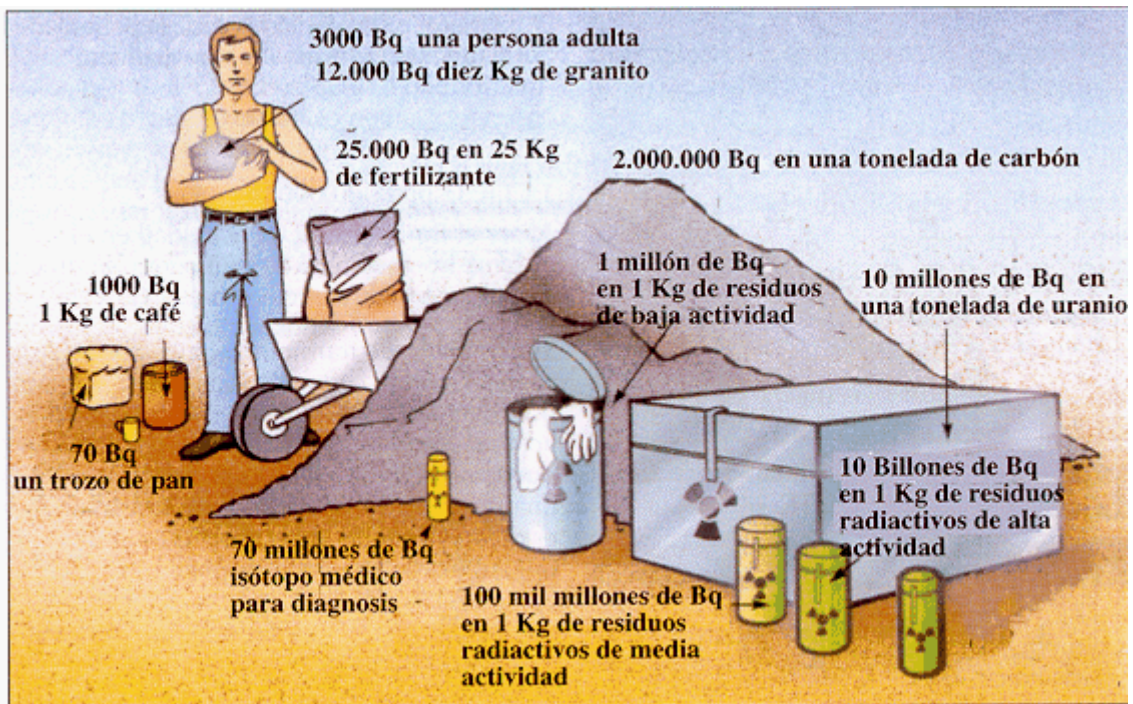


Figura 6.- Contenido radiactivo en Becquerel (o desintegraciones por segundo) de distintos materiales naturales y artificiales. (Sollet, 1997)

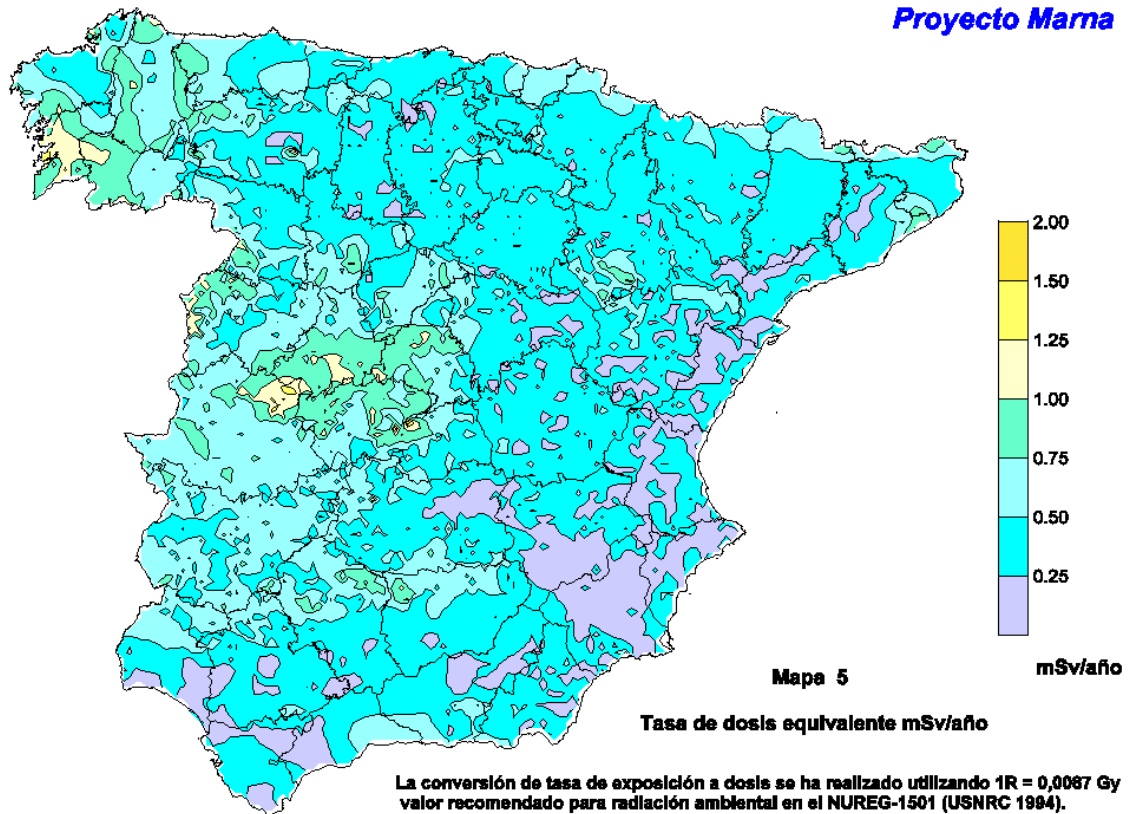


Figura 7.- Mapa de la radiación natural de fondo en España. El Proyecto MARNA, del Consejo de Seguridad Nuclear y la Empresa Nacional del Uranio, ha tenido como objetivo la elaboración del MAPa de la Radiación Natural de nuestro país. En la imagen se muestran los valores de la tasa de dosis equivalente en mSv/año (Fuente: página Web del CSN).

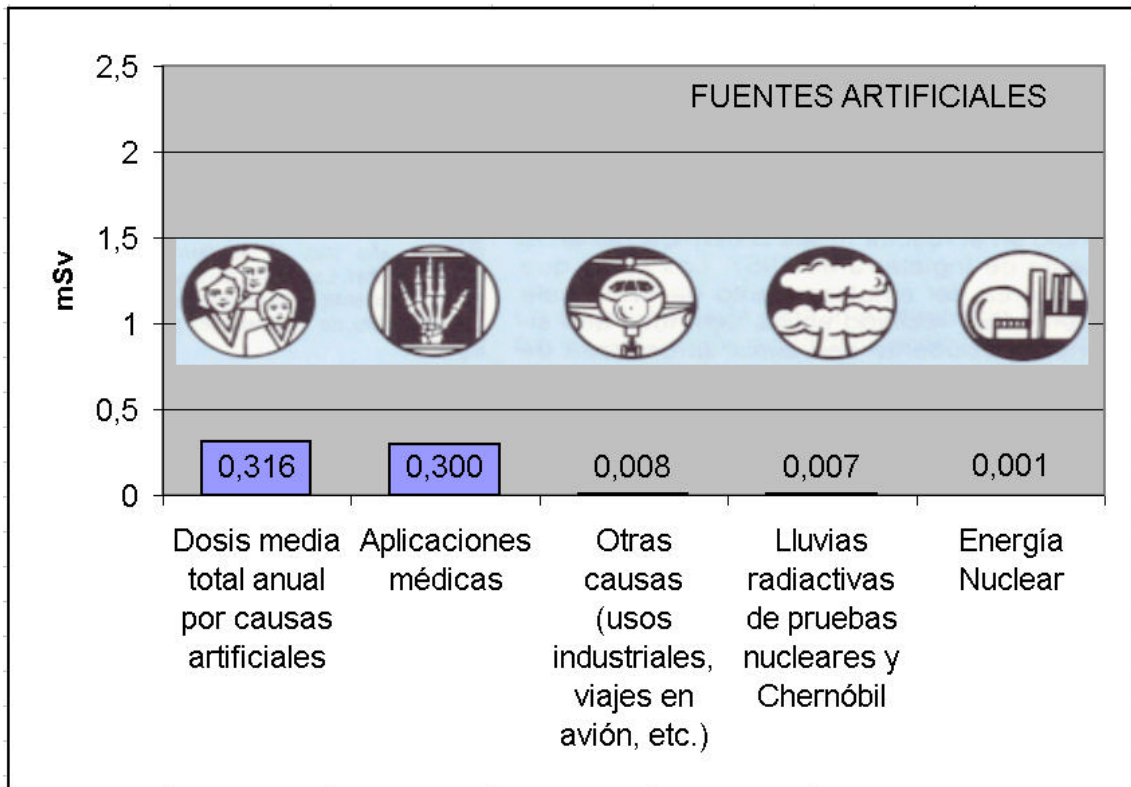
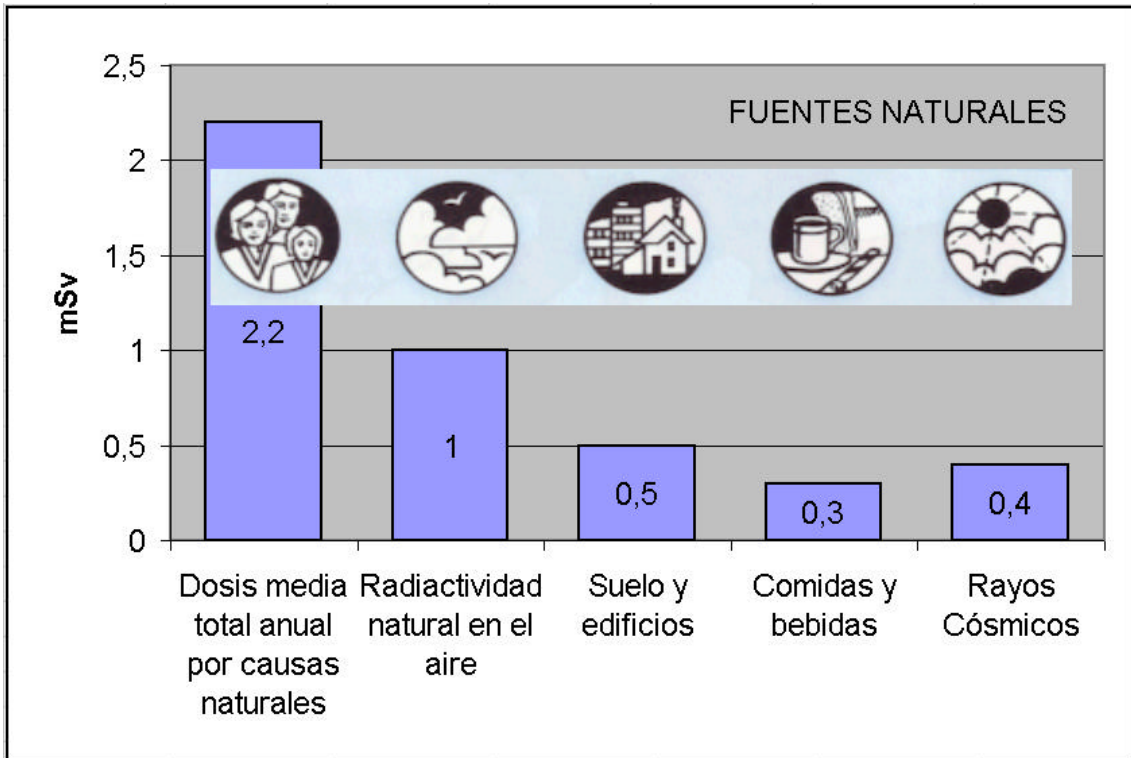


Figura 8.- Contribuci3n de las diferentes fuentes de radiaci3n naturales y artificiales a la dosis media total anual recibida por la poblaci3n mundial (datos de UNSCEAR, 2000).

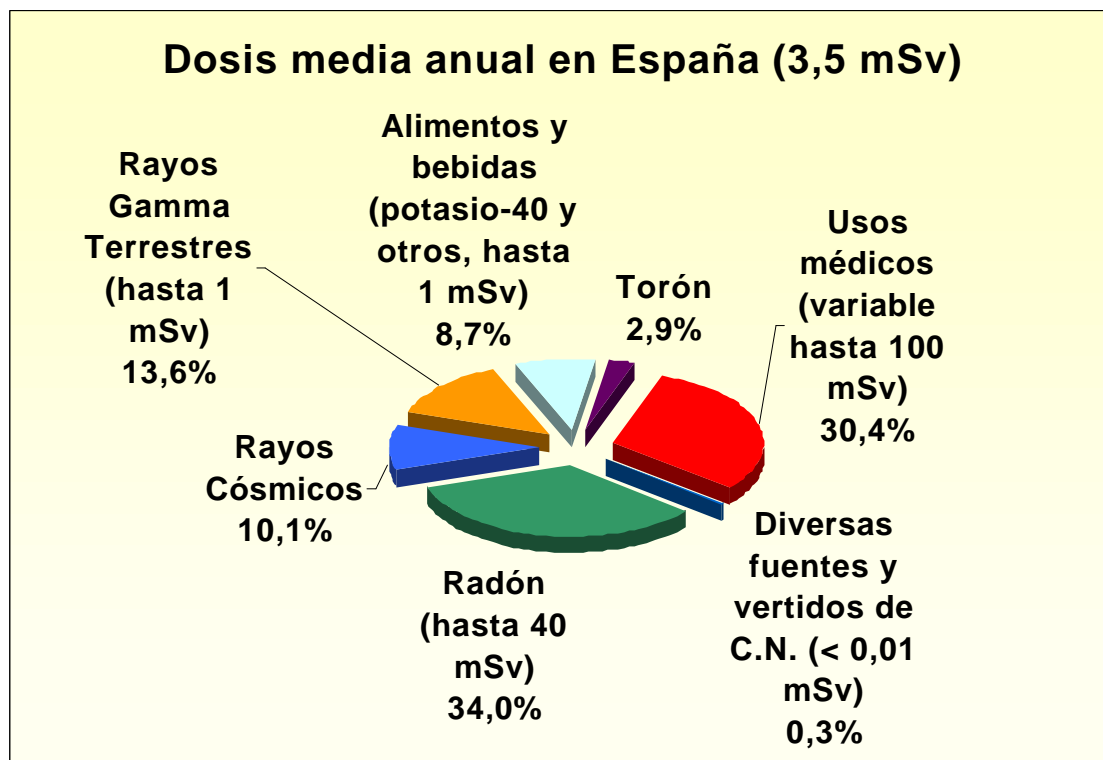


Figura 9 .- Dosis medias anuales recibidas por la poblaci3n espa3ola por todas las fuentes de radiaci3n ionizante. (Datos tomados de CSN, 1992). Como se observa en la figura, la dosis media anual recibida en Espa3a es de 3,5 mSv, si bien pueden darse grandes variaciones entre individuos que tengan distintos h3bitos, que vivan en distintas zonas con elevada concentraci3n de rad3n o radiaci3n gamma de fondo, o que se vean sometidos a tratamientos m3dicos m3s intensos. La importancia relativa de la dosis producida por otras fuentes artificiales, entre ellas los vertidos de las centrales nucleares, es despreciable frente a dichas variaciones de la dosis recibida en la vida cotidiana.

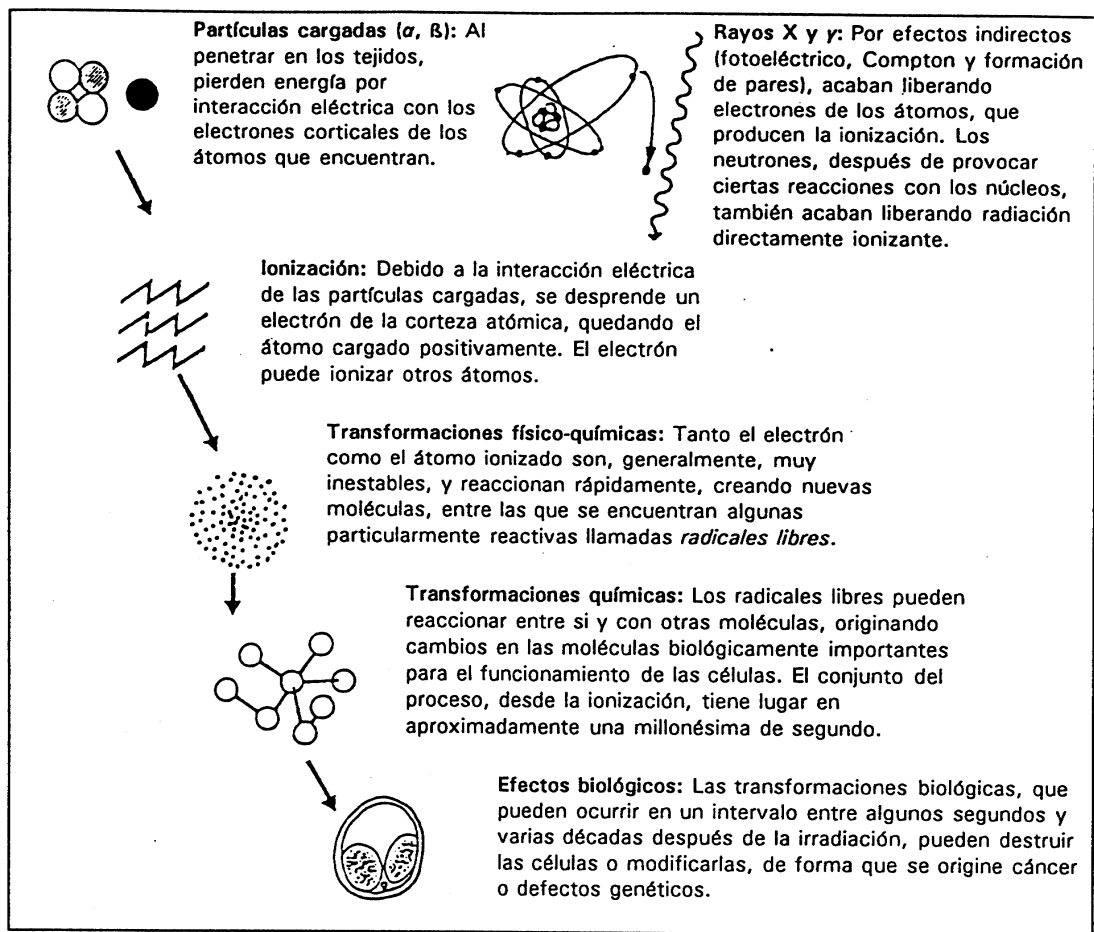


Figura 10 – Representación de los efectos de la radiación ionizante sobre los tejidos vivos.

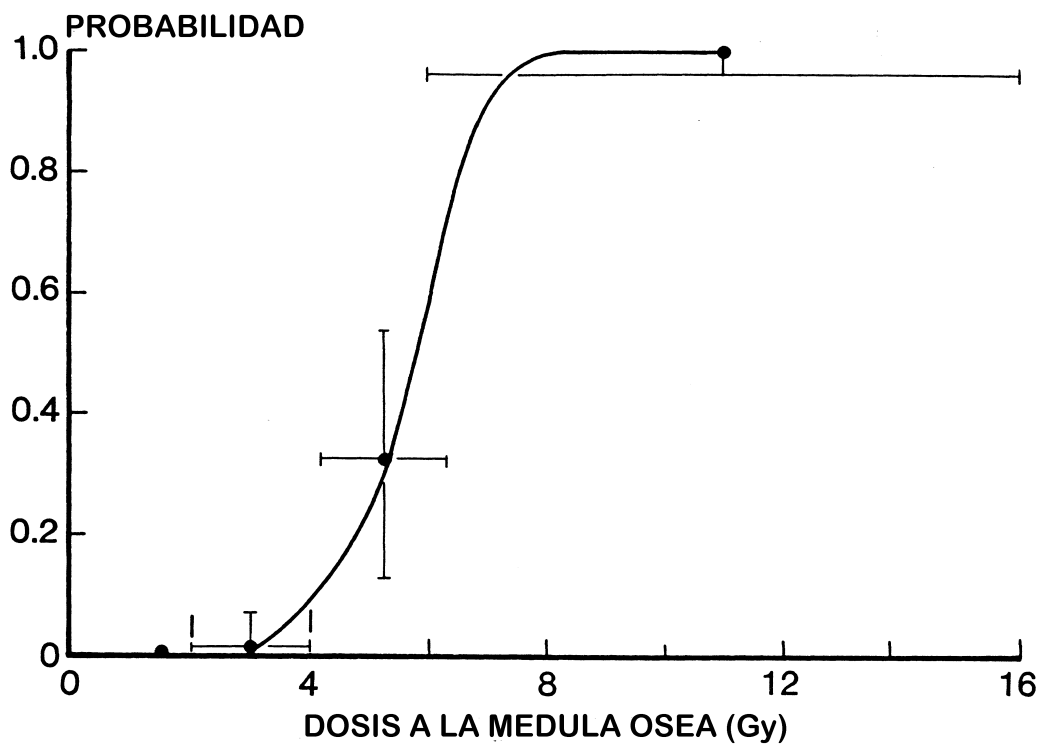


Figura 11.- *Relación dosis-efecto para la incidencia de muertes tempranas, basada en la observación de 115 víctimas del accidente de Chernóbil, tratados en un hospital especializado (NRC, 1993).*

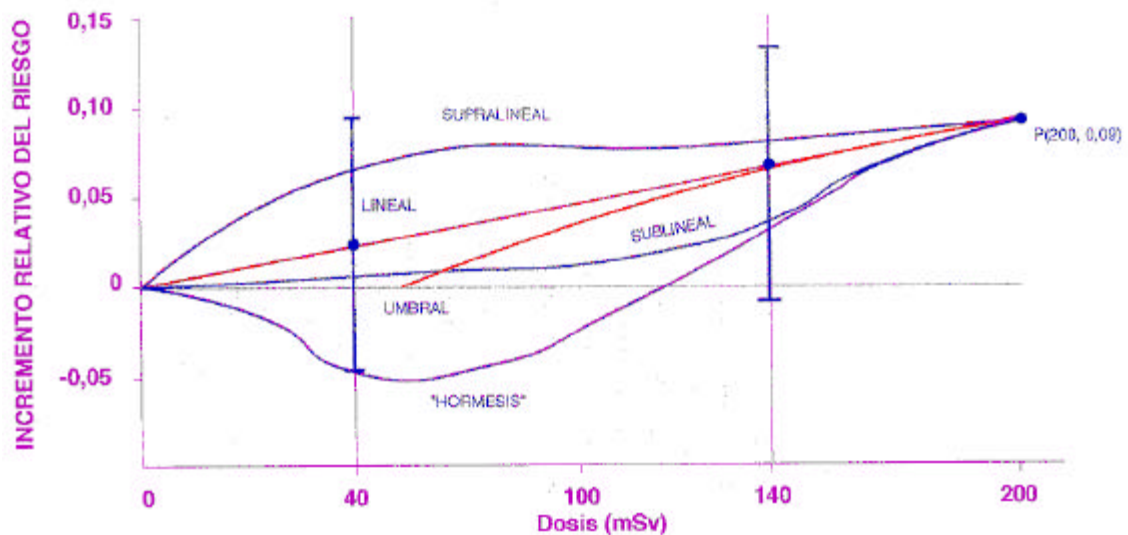


Figura 12.- Relación entre el incremento relativo del riesgo y la dosis. Un problema significativo de la protección radiológica reside en saber con certidumbre suficiente qué relación existe, para dosis bajas, entre el incremento relativo del riesgo, con respecto al natural, de contraer cáncer que experimenta un individuo y la dosis por él recibida. En la gráfica, sin tener valor cuantitativo, se incluyen las cinco hipótesis que han ido surgiendo a lo largo del tiempo y aún se consideran en la actualidad. De entre ellas, la que más se presta y más atención ha recibido desde el lado cuantitativo es la aproximación lineal. En la gráfica, deducida de datos de UNSCEAR94 y basada en análisis de supervivientes japoneses, se da por supuesto que se conoce con suficiente certeza el punto P de la representación - en realidad no es así - en el que se supone que el riesgo natural aumenta en el 9% cuando la dosis recibida es de 200 mSv, lo que corresponde a un incremento relativo del riesgo de 4.5×10^{-4} por mSv. La Comisión Internacional de Protección Radiológica y la mayor parte de las instituciones nacionales consideran que la extrapolación lineal es una hipótesis aceptable, sin que lo avale la observación de la realidad. Las incertidumbres asociadas a los datos disponibles, representados en la figura por una vez la desviación típica, justifican cualquiera de las hipótesis representadas. Nuevos proyectos de investigación actualmente en curso tratarán de aportar datos a tal cuestión. (reproducido de Alonso, 1996).

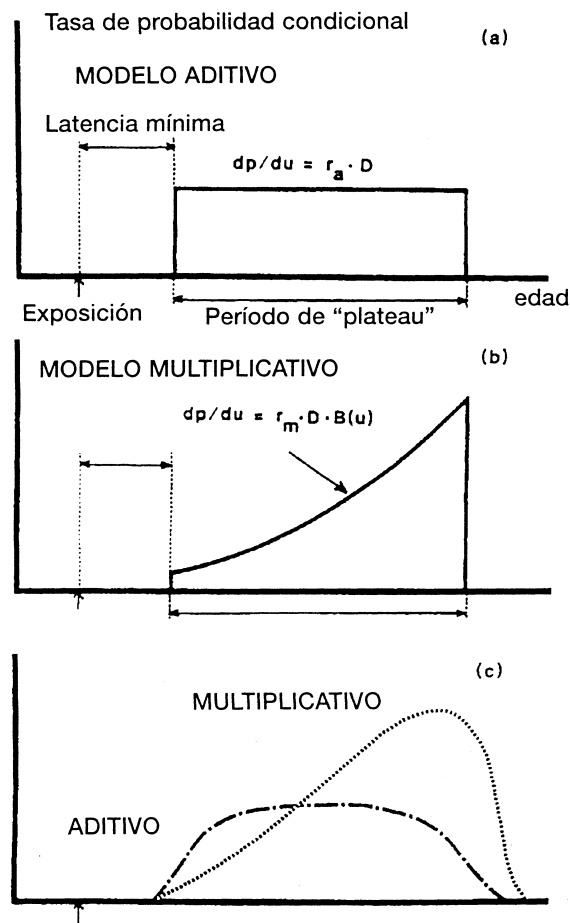


Figura 13.- *Ilustración de los modelos para la distribución temporal de la aparición de cánceres. a) Modelo absoluto o aditivo. El factor de riesgo unitario (probabilidad de cáncer por cada Gy.persona.año) es constante dentro del "plateau". b) Modelo relativo o multiplicativo. El factor de riesgo unitario es proporcional a la tasa natural de muerte por cáncer. Los modelos son una idealización de lo que pueden ser las curvas bajo hipótesis más realistas (c). (ICRP, 1991).*

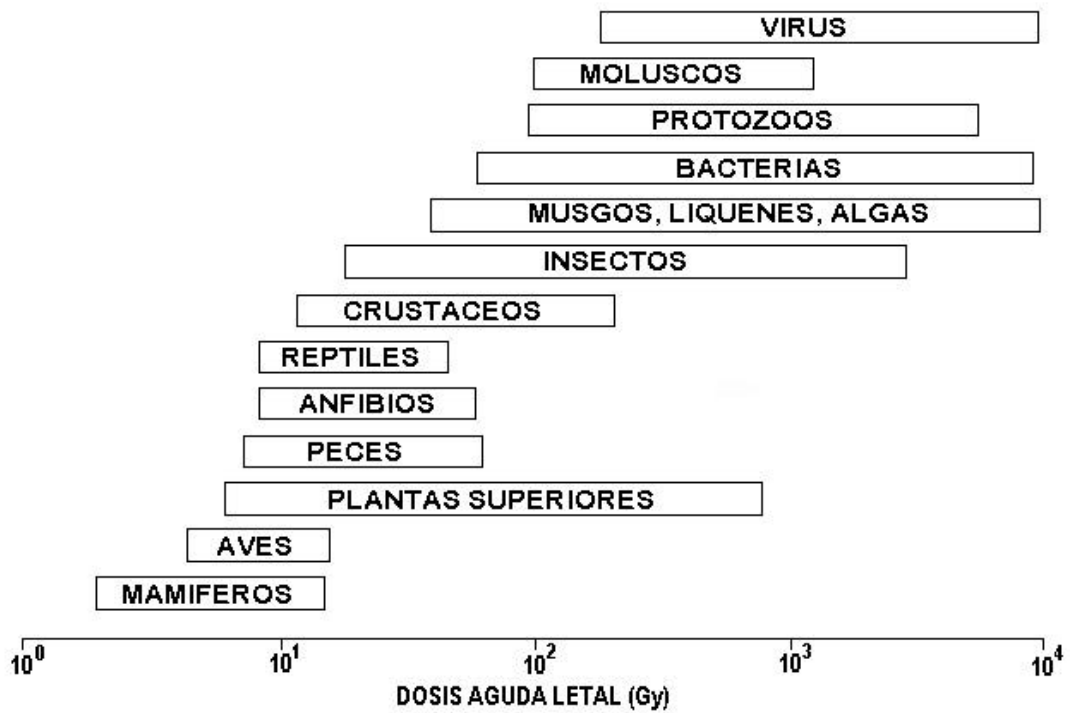
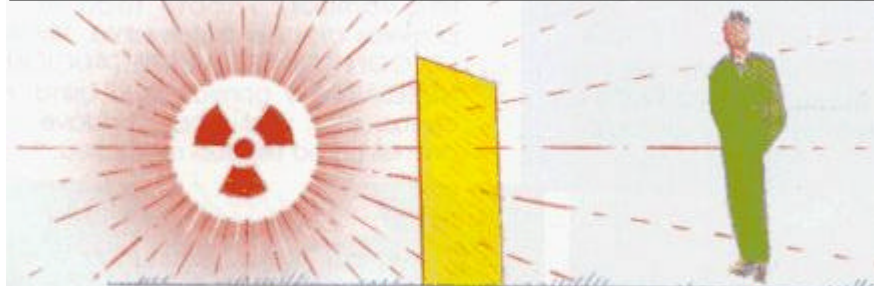


Figura 14.- Tolerancia relativa de diferentes organismos a la radiación ionizante, en términos de dosis absorbida necesaria para causar la muerte del 50% de los individuos en un periodo de tiempo determinado (UNSCEAR, 1996).



A mayor distancia, menor exposición y dosis



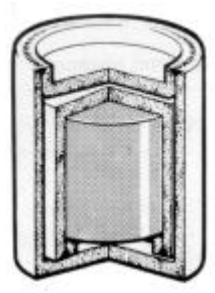
Un blindaje adecuado permite acortar la distancia y reducir la dosis



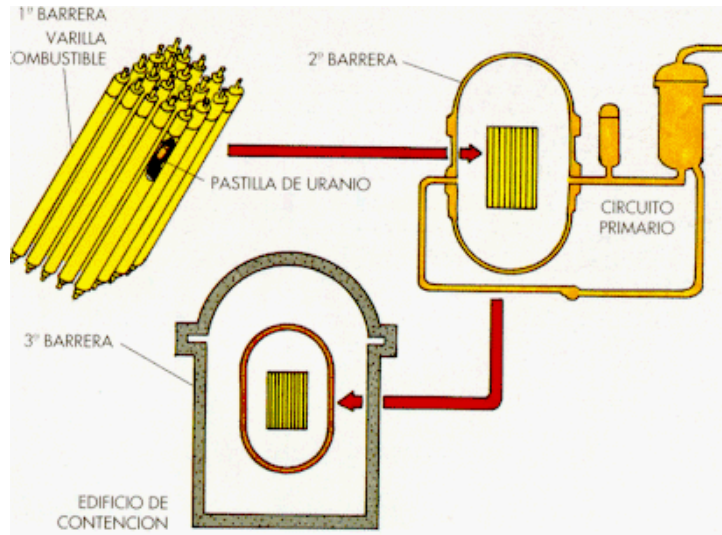
¡No debe malgastarse el tiempo de exposición! La dosis es siempre proporcional a él

Figura 15.- Distancia, blindaje y tiempo, los tres factores de protección contra la irradiación externa.

a) Fuente radiactiva con doble cápsula.



b) Barreras de protección en un reactor de agua a presión.



c) Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad.

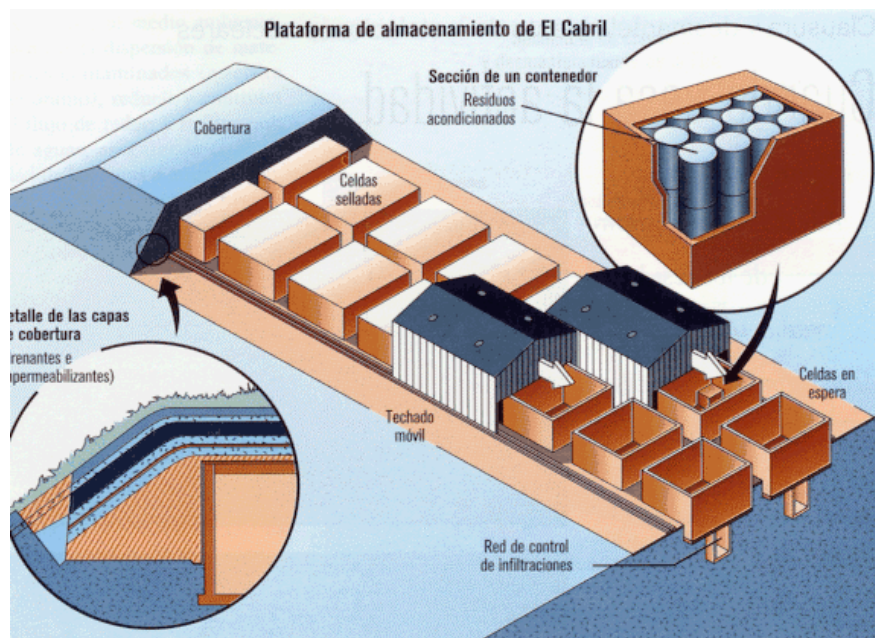
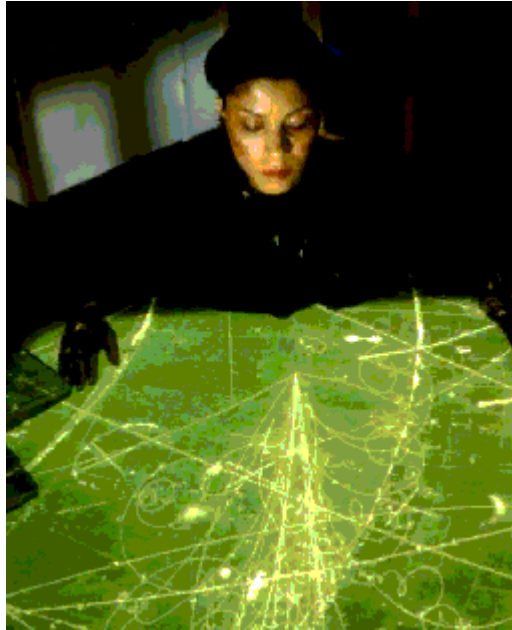


Figura 16.- Algunos ejemplos significativos de la aplicación del principio de confinamiento de las sustancias radiactivas mediante barreras múltiples para evitar la contaminación de las personas y del medio ambiente.

a)



b)



Figura 17.- a) Cámara de burbujas que permite visualizar las trayectorias de las partículas cargadas desviadas por un campo magnético, con una trayectoria dependiente de su carga, masa y velocidad. b) Otros sistemas de detección habituales para protección radiológica: Cámara de ionización. Detector Geiger. Monitor de contaminación, de centelleo. Dosímetro personal de película fotográfica.

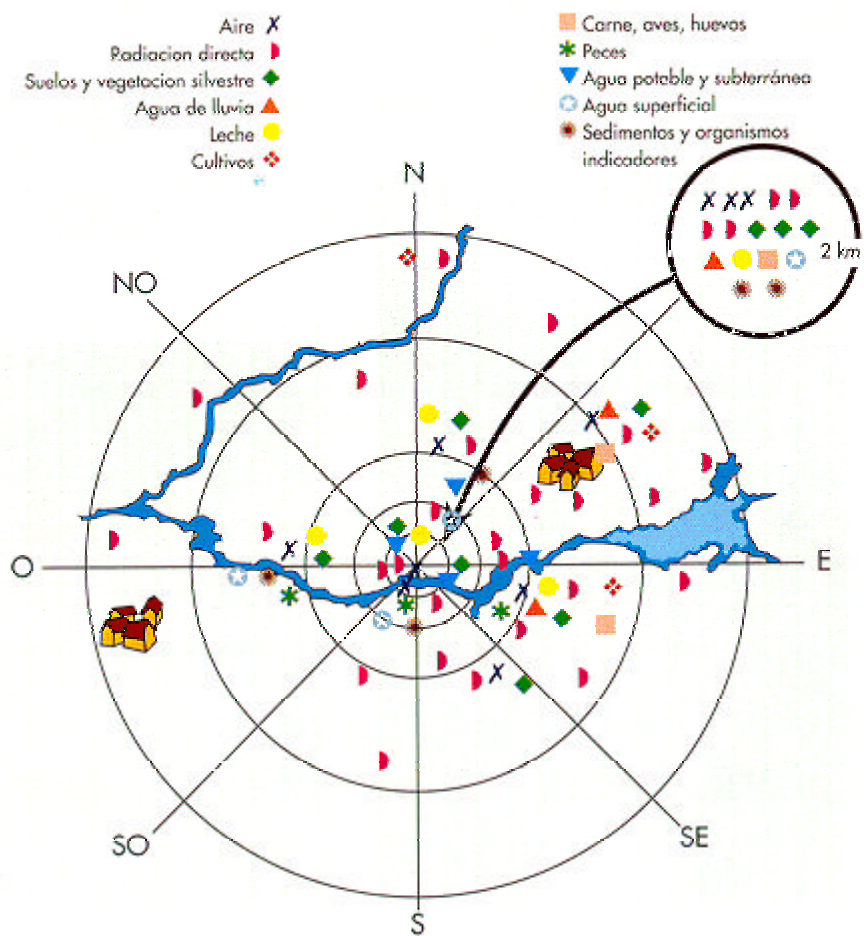


Figura 18.- Esquema de las zonas abarcadas por un Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental tipo, así como de los puntos de medida en continuo y de muestreo de la radiactividad en las sustancias ambientales (CSN, 1992c).

Valores de la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental (REVIRA)

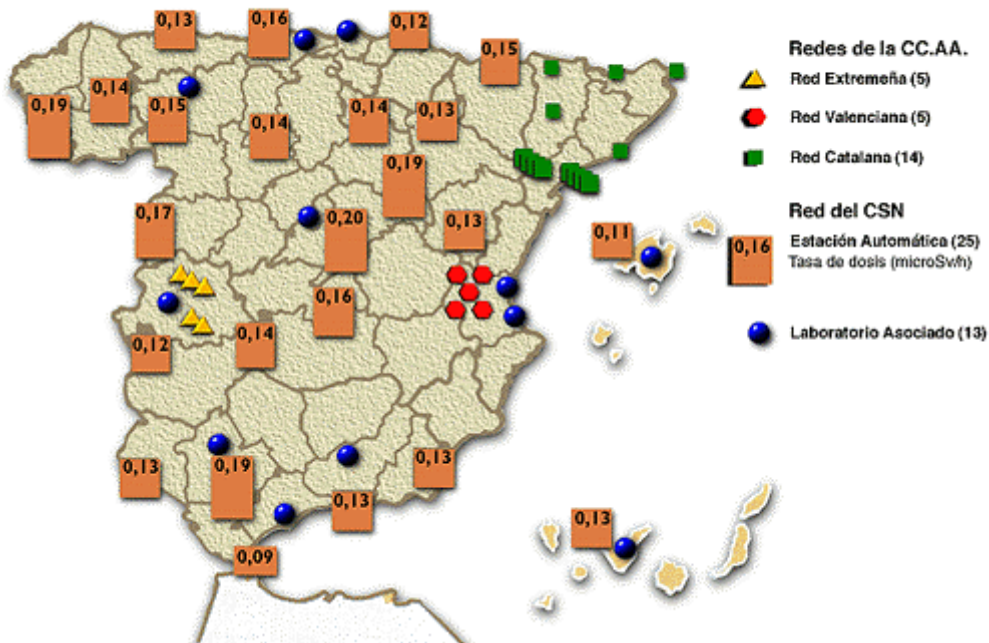


Figura 19.- Mapa de la red REVIRA, con indicación de las estaciones de medida, los valores medios de la tasa de dosis en cada una de ellas, las redes autonómicas asociadas y los laboratorios asociados (tomada de la página Web del CSN).

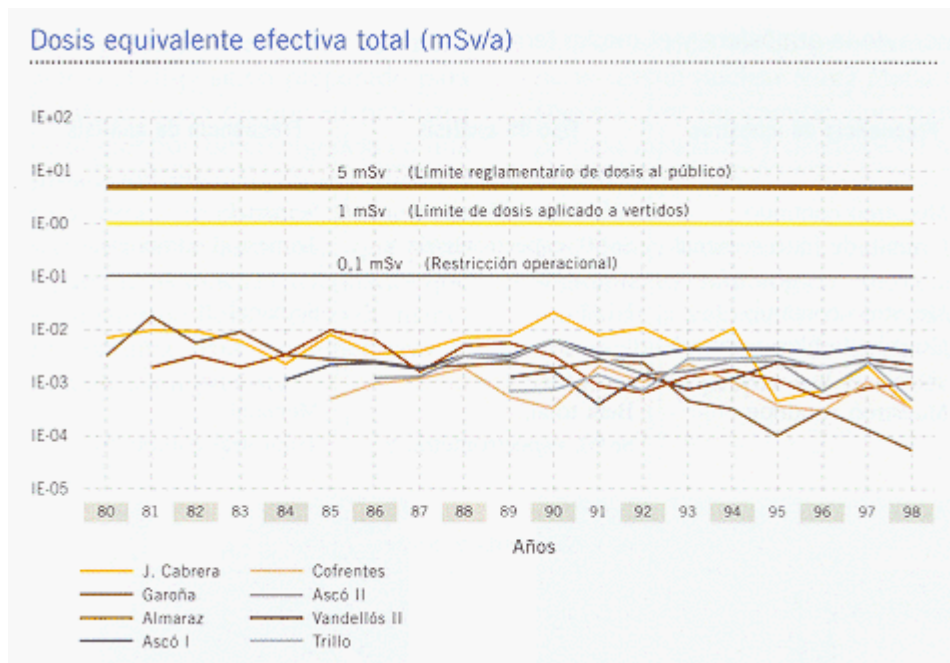


Figura 20.- Dosis efectiva anual causada por la descarga de efluentes de las centrales nucleares españolas en la población más expuesta de su entorno (años 1980 a 1998) (CSN, 1999).



Figura 21.- Algunas de las señales empleadas para la identificación de zonas según sus riesgos en las instalaciones nucleares y radiactivas. Zona controlada es aquella en la que no es improbable recibir dosis efectivas superiores a 6 mSv por año oficial, o una dosis equivalente superior a 3/10 de los límites de dosis equivalentes para el cristalino, la piel y las extremidades, o en la que sea necesario seguir procedimientos de trabajo con objeto de restringir la exposición a la radiación ionizante, evitar la dispersión de contaminación radiactiva o prevenir o limitar la probabilidad y magnitud de accidentes radiológicos o sus consecuencias. Las zonas controladas se pueden subdividir en *zonas de permanencia limitada*, si existe el riesgo de recibir una dosis superior a los límites; *zonas de permanencia reglamentada* si existe el riesgo de recibir en cortos periodos de tiempo una dosis superior a los límites y que requieren prescripciones especiales desde el punto de vista de la optimización y *zonas de acceso prohibido* en las que existe el riesgo de recibir, en una exposición única, dosis superiores a los límites. Zona vigilada es aquella zona en la que, no siendo zona controlada, no es improbable recibir dosis efectivas superiores a 1 mSv por año oficial, o una dosis equivalente superior a 1/10 de los límites de dosis equivalentes para el cristalino, la piel y las extremidades.