

TERCER EJERCICIO

GRUPO B. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

**TEMA 08: La dosis debida a la contaminación interna. Métodos de estimación.
Dosimetría.**

ÍNDICE

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS
2. INTRODUCCIÓN
3. MARCO LEGAL DE LA DOSIMETRÍA INTERNA EN ESPAÑA. NOVEDADES
4. PUBLICACIONES DE LA ICRP EN RELACIÓN CON LA DOSIMETRÍA INTERNA
5. VIAS DE INCORPORACIÓN Y ELIMINACIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN EL ORGANISMO
6. MODELOS BIOCINÉTICOS
 - 6.1. Fundamentos
 - 6.2. Modelo dosimétrico para el sistema respiratorio
 - 6.3. Modelo dosimétrico para el tracto gastrointestinal (GI)
 - 6.4. Modelos sistémicos
7. MÉTODOS DE MEDIDA DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA
 - 7.1. Métodos basados en la vigilancia individual
 - 7.1.1. Medida directa de la radiactividad corporal
 - 7.1.2. Medida de la actividad en muestras biológicas
 - 7.2. Métodos basados en la vigilancia del ambiente de trabajo
8. ESTIMACIÓN DE LA ACTIVIDAD INCORPORADA
9. CÁLCULO DE DOSIS POR CONTAMINACIÓN INTERNA
 - 9.1. Magnitudes radiológicas específicas en dosimetría interna.
 - 9.2. Estimación de la dosis equivalente comprometida.
 - 9.3. Estimación de la dosis efectiva comprometida. Factores de conversión a dosis.
 - 9.4. Metodología general para el cálculo de dosis internas.
 - 9.5. Incertidumbre en la estimación de las dosis internas.
10. ADENDA: NUEVOS COEFICIENTES DE DOSIS. IMPLICACIONES EN EL CÁLCULO DE DOSIS INTERNAS
11. BIBLIOGRAFÍA

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS

En el apartado 2 se explican las dificultades inherentes a la estimación de las dosis resultantes de una contaminación interna haciendo una comparativa con la estimación de dosis por exposición interna.

En el apartado 3 se explican las novedades en la legislación española en relación con la dosimetría interna, que serán de aplicación a partir de abril de 2025. En este contexto se justifica el planteamiento general del tema.

En el apartado 4, se hace énfasis en los esfuerzos realizados por la ICRP para tratar de resolver la problemática asociada a la estimación de dosis en dosimetría interna.

En el apartado 5 se efectúa una somera descripción de los procesos metabólicos que intervienen en los procesos de retención y eliminación de los radionucleidos incorporados al organismo, necesario para poder comprender los siguientes apartados del tema.

El apartado 6 está dedicado a los modelos biocinéticos. Se explican sus fundamentos y los principales modelos desarrollados por la ICRP para la dosimetría interna, explicándose sus fundamentos sin entrar en mucho detalle dado su complejidad (procesos biológicos y planteamiento matemático para su solución).

El apartado 7 está dedicado a los métodos utilizados para la vigilancia de la contaminación interna. Este apartado se ha enfocado a los procesos de medida (con énfasis en las consideraciones a tener en cuenta a la hora de seleccionar un método u otro), sin entrar en detalles de los aspectos técnicos de los instrumentos utilizados.

El apartado 8 explica la sistemática a seguir para estimar la actividad incorporada (que constituye la primera etapa del cálculo de dosis), con especial atención a la dificultad para determinar el instante de la incorporación de los radionucleidos al organismo (una de las principales fuentes de incertidumbre en los resultados obtenidos en el cálculo de dosis internas)

El apartado 9 explica la sistemática general para el cálculo de dosis internas. En este apartado también se explican las magnitudes radiológicas específicas de la dosimetría interna y el proceso por el que se obtienen los factores de conversión a dosis (en los que se sustenta el cálculo de dosis internas).

En el apartado 10 se ha incluido una adenda en relación con los nuevos coeficientes de dosis y su implicación en el cálculo de dosis. La aplicación de los nuevos coeficientes de dosis para la estimación de las dosis internas, será de aplicación a partir de abril de 2025 en España.

Finalmente, en el apartado 11, se incluye bibliografía sobre dosimetría interna que puede resultar de interés.

Con objeto de contribuir a una mejor comprensión de algunos de los aspectos explicados en este tema, se han incorporado al mismo una serie de figuras y diagramas

Este tema se relaciona con los siguientes:

TERCER EJERCICIO

Grupo B.

Tema 02: Magnitudes y unidades de protección radiológica.

Tema 03: Instrumentación y métodos analíticos utilizados en la detección y medida de la radiación ionizante. Verificación, calibración y control de calidad.

Tema 05: Protección radiológica ocupacional de los trabajadores expuestos. Principios generales, medidas de protección en el diseño y en la operación de las instalaciones.

Tema 07: La dosis debida a la radiación externa. Métodos de estimación. Dosimetría.

2. INTRODUCCIÓN

El actual sistema de protección radiológica, que fue establecido en 1977 en ICRP-26, y refrendado en las recomendaciones básicas de ICRP-60 (1990), y revisado en la publicación ICRP-103 (2007), se sustenta en tres principios básicos (justificación, optimización y limitación). La aplicación práctica del principio de limitación exige disponer de técnicas y metodologías adecuadas para la determinación de las dosis recibidas por las personas expuestas a las radiaciones ionizantes.

Esas dosis, en la mayoría de los casos, tienen su origen en campos de radiación externos al organismo; sin embargo, hay ocasiones en que el material radiactivo se encuentra disperso en el ambiente (aire, agua, etc.) y puede llegar a incorporarse al interior del organismo, y desde allí irradiar a los órganos y tejidos que lo constituyen (dosis internas).

En comparación con la dosimetría de la radiación externa, la estimación de las dosis resultantes de la contaminación interna presenta, en general, importantes dificultades añadidas:

- Mientras que en la dosimetría externa la exposición a radiaciones es esporádica (solo se produce cuando hay cierta proximidad a la fuente de radiación), en la dosimetría interna la fuente de radiación está dentro del organismo, irradiándolo de forma continuada en tanto que dicha fuente sea eliminada del mismo, ya sea mediante procesos biológicos o como consecuencia del decaimiento radiactivo.

- Mientras que en la dosimetría externa únicamente hay que tener en cuenta las radiaciones con cierto poder penetrante (gamma, beta, neutrones), en la dosimetría interna hay que tener en cuenta todo tipo de radiación (partículas alfa) pues no hay posibilidad de blindaje entre el foco emisor y la zona irradiada.
- Mientras que en la dosimetría externa el problema básico radica en caracterizar el tipo y la energía de la radiación, en la dosimetría interna no basta con caracterizar la radiación, hay también que caracterizar el comportamiento metabólico de los radionucleidos incorporados.
- Mientras que en la dosimetría externa la instrumentación utilizada para la determinación de dosis puede ser tan simple como un dosímetro personal, la instrumentación en la que se apoyan las técnicas utilizadas para la determinación de las dosis internas se caracteriza por una gran complejidad.
- Mientras que en la dosimetría externa el algoritmo de cálculo de dosis es bastante simple, existiendo siempre una relación directa entre la lectura del dosímetro y la dosis, en la dosimetría interna dicho algoritmo es bastante complejo, no existe una relación directa entre la información proporcionada por la técnica dosimétrica utilizado y la dosis, por lo que no siempre una menor lectura implica menor dosis.

Estas consideraciones ponen de manifiesto que la estimación de las dosis resultantes de una contaminación interna es un proceso de gran complejidad, que siempre va a requerir un alto grado de modelización y cuyos resultados, inevitablemente, van a venir afectados de gran incertidumbre.

3. MARCO LEGAL DE LA DOSIMETRÍA INTERNA EN ESPAÑA. NOVEDADES

La dosimetría interna en España está regulada en el Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes* (en adelante RPSI).

Además, la Guía de Seguridad 7.1 (rev.1), *Requisitos técnicos-administrativos para los servicios de dosimetría personal (SDP)*, expone una serie de criterios en relación con las funciones, medios humanos y técnicos, procedimientos de trabajo, registro y archivo de datos, y control de calidad, asociados al funcionamiento de los SDP, entre ellos los servicios dosimetría personal interna (SDPI).

Los aspectos que se abordan en el RPSI están relacionados con:

- Periodicidad y requisitos de vigilancia (art. 32 al 34), Exposiciones accidentales y de emergencia (art. 37) y Superación de los límites de dosis (art. 38).
- Registro y comunicación de resultados de la dosimetría interna (art. 39 al 43).

- Metodología para el cálculo de las dosis internas (Anexo III) y Disposición transitoria tercera del RPSI).

En relación con la periodicidad y requisitos de vigilancia, en el artículo 32 se establece que las dosis por exposición interna de los trabajadores expuestos, en condiciones normales, se establecerán con la periodicidad que en cada caso se determine, para aquellos trabajadores que están expuestos a riesgo de incorporación de radionucleidos.

La dosimetría individual interna será efectuada a partir de los datos dosimétricos aportados por un Servicio de Dosimetría Personal expresamente autorizado por el CSN, siendo éste Servicio el responsable de remitir los resultados de esta vigilancia al titular de la práctica o, en su caso, a la empresa externa (novedad respecto al reglamento anterior).

Se indica expresamente que el resultado de la vigilancia individual de los trabajadores expuestos será remitido al CSN, quien la incorporará al Banco Dosimétrico Nacional (BDN), que quedará sujeto al Reglamento (UE) 2016/679 del Parlamento Europeo y del Consejo en relación a la protección de las personas físicas en lo que respecta al tratamiento de los datos personales y a la libre circulación de estos (novedad también del nuevo reglamento, el RPSI).

Y se establece que, en caso de asignación de dosis diferentes a las aportadas por el Servicio de Dosimetría Personal, es el titular de la práctica el que informará de tal circunstancia al Servicio, así como la dosis finalmente asignada (novedad).

En relación con el registro y comunicación de resultados de la dosimetría interna, artículos del 39 al 43 del RPSI, se establece la obligación de registrar las dosis recibidas por los trabajadores expuestos en un historial dosimétrico, que estará a disposición del trabajador en todo momento.

Además, los trabajadores expuestos que desarrollan tareas en más de una actividad, estarán obligados a informar de tal circunstancia a los responsables de protección radiológica en cada instalación.

Por último, el titular estará obligado a archivar el historial dosimétrico del trabajador hasta que cumpla 75 años o al menos, 30 años desde el cese de su actividad laboral.

En relación con la metodología para el cálculo de las dosis internas, está establecida en el Anexo III del RPSI. La dosis total será la suma de la dosis externa y la dosis interna, y vendrá dada por la siguiente expresión:

$$E = E_{\text{externa}} + \sum_j h(g)_{j,\text{ing}} J_{j,\text{ing}} + \sum_j h(g)_{j,\text{inh}} J_{j,\text{inh}}$$

Donde:

- $h(g)_{j,\text{ing}}$ y $h(g)_{j,\text{inh}}$ representan, respectivamente, la *dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación por radionucleido j (Sv/Bq)* ingerido o inhalado por

un individuo perteneciente al grupo de edad g , respectivamente. Son los llamados “coeficientes de dosis por ingestión o inhalación”, respectivamente.

- $J_{j,ing}$ y $J_{j,inh}$ representan, respectivamente, la correspondiente incorporación por ingestión o inhalación del radionucleido j (Bq).

La Disposición transitoria tercera del RPSI, “Estimación de las dosis por exposición interna”, indica que “*serán de aplicación los coeficientes de dosis que figuran en el anexo II del Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, hasta que el CSN disponga su actualización, conforme a lo dispuesto en el apartado 2 del anexo III de este reglamento*”. Además, señala que los nuevos coeficientes serán publicados por el CSN en su página web.

Además, el punto 2 del Anexo III establece que los nuevos coeficientes serán los que ICRP tiene establecidos en su publicación 103 (base de la Directiva 2013/59/EURATOM) y, en ausencia de éstos, los de la publicación 119 de ICRP.

En relación con la aplicación de los nuevos coeficientes de dosis, el 1 de febrero de 2024, la Comisión Europea emitió una recomendación dirigida a los Estados Miembros de la UE “*relativa a la utilización de coeficientes de dosis para la estimación de la dosis efectiva y la dosis equivalente a efectos de la Directiva 2013/59/Euratom del Consejo*”, según las publicaciones de la Comisión Internacional sobre Protección Radiológica (ICRP).

Con base en dicha recomendación, el 3 de abril de 2024, el Pleno del CSN acordó establecer los coeficientes de dosis efectiva por exposición interna contenidos en el conjunto de publicaciones de ICRP denominadas OIR (Incorporación ocupacional de radionucleidos), que comprenden las publicaciones de ICRP 130, 134, 137, 141, 151, como los que deben ser utilizados en el cálculo de dosis comprometida efectiva y dosis comprometida equivalente debida a exposición interna por inhalación o ingestión, para cálculo de dosis a trabajadores expuestos ocupacionalmente. Para ello se utilizará el anexo electrónico incluido en la publicación 151 (OIR Parte 5) de la ICRP que contiene todos los coeficientes para el cálculo de dosis comprometida efectiva y dosis comprometida equivalente debida a exposición interna. Como anexo a la Resolución se incluían instrucciones para acceder al anexo electrónico incluido en la publicación 151 de la ICRP, así como criterios específicos sobre el uso de los coeficientes de dosis efectiva por exposición interna debida al radón.

La aplicación de los nuevos coeficientes de dosis por exposición interna indicados en el párrafo anterior, así como los modelos biocinéticos en los que la ICRP ha basado su cálculo, serán de aplicación doce meses después de la publicación de esta Resolución en la página web institucional del CSN (es decir, abril de 2025) debiendo utilizarse hasta entonces los coeficientes de la dosis de inhalación o de ingestión para los trabajadores incluidos en la tabla c) del Anexo III del Real Decreto 783/2001 (RPSRI).

En el caso de los coeficientes de dosis por ingestión e inhalación para el público en general, se mantendrán los valores incluidos en las tablas a y b) del Anexo III del Real Decreto

783/2001. El CSN establecerá y actualizará los coeficientes de dosis efectiva por exposición interna para miembros del público teniendo en cuenta las recomendaciones de ICRP en esta materia.

Por lo tanto, hasta abril de 2025, la metodología del cálculo de dosis, para trabajadores y miembros del público será la establecida en el Real Decreto 783/2001.

A fecha de publicación de este tema (2024), se ha decidido mantener el desarrollo del mismo basado en las publicaciones de la ICRP que dan soporte al Real Decreto 783/2001.

4. PUBLICACIONES DE LA ICRP EN RELACIÓN CON LA DOSIMETRÍA INTERNA

Las dificultades inherentes a la determinación de las dosis internas han hecho que esta temática haya sido uno de los principales focos de atención de la ICRP que, de forma sucesiva, ha desarrollado tres modelos dosimétricos (de complejidad cada vez mayor) para abordar esta problemática:

- El desarrollado en la Publicación ICRP-2 (1959): *“Permissible doses for internal radiation”*.
- El desarrollado en la de la Publicación ICRP-30 (1979): *“Limits for intakes of radionuclides by workers”*.
- El desarrollado en la de la Publicación ICRP-66 (1994): *“Human respiratory tract model for radiation protection”* que, posteriormente (2006), fue complementado con el de la publicación ICRP-100: *“Human Alimentary Tract Model”*

Para cada uno de los modelos, la ICRP ha preparado publicaciones de apoyo en las que se desarrollan en los métodos y técnicas a aplicar en los programas de vigilancia de la contaminación interna. Así:

- Los programas de vigilancia asociados al modelo de ICRP-2 se desarrollaron en la publicación ICRP-10 (1968): *“Evaluation of radiation dose body from internal contamination (occupational exposure)”*.
- Los programas de vigilancia asociados al modelo de ICRP-30 se desarrollaron en ICRP-54 (1989): *“Individual monitoring for intakes of radionuclides by workers. Design and interpretation”*.
- Los programas de vigilancia asociados al modelo de ICRP-66 se desarrollaron en ICRP-78 (1998): *“Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers. Replacement of ICRP Publication 54”*.

Además, con objeto de facilitar la aplicación práctica de dichos modelos dosimétricos y de las técnicas y programas de vigilancia a ellos asociados, ICRP ha elaborado una serie de

publicaciones complementarias, con lo que, en conjunto, más del 20 % de las publicaciones de la ICRP están asociadas a la dosimetría interna.

5. VÍAS DE INCORPORACIÓN Y ELIMINACIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN EL ORGANISMO

La incorporación de radionucleidos al organismo se puede producir por inhalación, por ingestión, a través de heridas y a través de la piel (por absorción).

La vía de inhalación es habitualmente la más relevante. Las partículas inhaladas pasan al sistema respiratorio donde quedan sometidas a una serie de procesos metabólicos (figura 1) que están condicionadas por el diámetro de dichas partículas y por su solubilidad en el medio biológico:

- Las partículas de mayor tamaño se van a depositar preferentemente en las zonas más altas del sistema (nariz, boca y faringe); mientras que las de pequeño tamaño pueden llegar a alcanzar la región torácica.
- Algunas de las partículas depositadas en las zonas altas del sistema pueden ser transportadas, por acción de la saliva, al tracto gastrointestinal (en adelante, tracto GI).
- Las partículas que alcanzan la región torácica y que son solubles a pH fisiológico pueden ser absorbidas por el torrente sanguíneo (que actúa como vehículo de transferencia de la actividad incorporada).
- Las partículas que alcanzan la región torácica y que no son solubles a pH fisiológico no se van a absorber en sangre y, por tanto, quedan depositadas en dicha región. No obstante, parte de este material puede ser removido hacia las zonas altas del sistema, por ejemplo por acción de la tos.
- No todas las partículas inhaladas quedan sometidas a estos procesos metabólicos puesto que parte de ellas son inmediatamente exhaladas al exterior del organismo.
- El material absorbido en sangre se distribuye entre los distintos órganos en función de su afinidad biológica. Según los casos, esta distribución puede ser bastante uniforme (como sucede con el tritio o con el carbono), o localizada, como sucede con el Yodo (que se acumula en tiroides).
- Parte de la actividad transferida a sangre puede pasar al riñón y desde ahí a la vejiga, siendo eliminada a través de la orina.
- Finalmente, parte de la actividad transferida a sangre también puede ser transferida, a través del hígado, al tracto GI.

La vía de ingestión está asociada a la presencia de material radiactivo en agua y alimentos (o en las manos de los individuos afectados); no obstante, como ya se ha indicado, el

material radiactivo incorporado vía inhalación también puede ser transportado al tubo digestivo.

- Cuando el material ingerido es soluble en el medio biológico se absorbe en el torrente sanguíneo, desde donde se distribuye entre los distintos órganos en función de su afinidad biológica.
- Cuando el material ingerido es insoluble en el medio biológico no se absorbe en sangre, y se elimina a través de las heces.

La incorporación a través de heridas constituye otra vía de contaminación interna. Lo normal en estos casos es que la mayor parte del material sea retenido en el lugar de la herida; sin embargo, la fracción soluble de ese material puede ser transferida a la sangre y, desde ahí, a otras partes del cuerpo, mediante procesos biológicos como los ya descritos.

Por último, y aunque la piel constituye una barrera impermeable para la mayor parte de los radionucleidos, hay algunos de ellos (compuestos del tritio y de carbono orgánico) que pueden ser absorbidos a través de la piel. En estos casos, una fracción de la actividad entrante se absorbe directamente en la sangre y, desde allí, se distribuye entre los distintos órganos.

Hay que señalar que la piel también constituye un medio para la eliminación del material incorporado ya que parte de la fracción absorbida en sangre puede ser eliminada a través del sudor.

6. MODELOS BIOCINÉTICOS

6.1. Fundamentos

Los procesos asociados a la incorporación de radionucleidos al organismo, si bien resultan variados y complejos, siempre implican cuatro etapas:

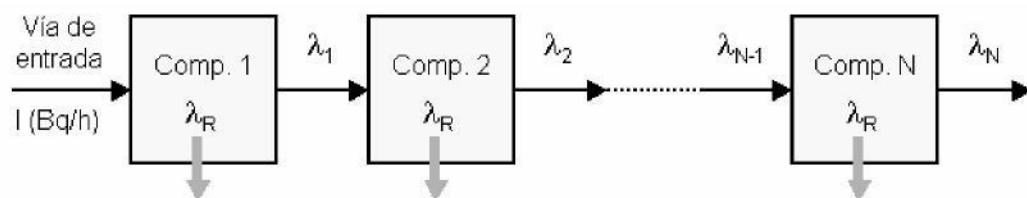
- (a) Incorporación: Supone la entrada de material radiactivo al organismo a través de alguna de las vías indicadas (inhalación, ingestión, piel).
- (b) Depósito: Supone la deposición del material radiactivo incorporada en el órgano de recepción propio de cada vía de entrada (pulmón, tubo digestivo).
- (c) Absorción: Supone la difusión del material radiactivo desde el órgano de recepción hacia la sangre, que se produce mediante la absorción en la membrana pulmonar (en el caso de la inhalación) o en el intestino delgado (en el caso de la ingestión).
- (d) Distribución: Supone la dispersión del material radiactivo absorbido en la sangre que, en función de su afinidad biológica, puede depositarse en un órgano específico o distribuirse de forma uniforme por el organismo.

La determinación de las dosis resultantes de una contaminación interna requiere conocer el comportamiento metabólico de los radionucleidos incorporados para, a partir de ahí, caracterizar matemáticamente los procesos de retención y eliminación de dichos radionucleidos en el organismo.

Dada la variedad de procesos que condicionan el metabolismo de los radionucleidos incorporados, dicha caracterización matemática será compleja; por lo que habrá que aplicar hipótesis simplificadoras. Estas simplificaciones constituyen la base de los denominados “modelos biocinéticos”, y se basan en:

- 1º. Asimilar el organismo humano a un conjunto de compartimentos discretos.
- 2º. Cuantificar las funciones temporales (λ_i) que permiten caracterizar los procesos biológicos de transferencia de actividad entre dos compartimentos.
- 3º. Caracterizar la transferencia de actividad en el conjunto de compartimentos mediante un sistema de ecuaciones diferenciales (lineales de primer orden), cuya resolución permitirá conocer la evolución temporal de la actividad en cada uno de los compartimentos.

En la figura adjunta se muestra el esquema general al que se ajustan estos modelos basados en una configuración multicompartmental del organismo:



Para caracterizar matemáticamente la transferencia de actividad entre los distintos compartimentos hay que tener en cuenta, para cada uno de ellos:

- La actividad que entra al mismo desde el compartimento precursor o, en el caso de los compartimentos que están directamente asociados a vías de incorporación, desde el exterior.
- La actividad que desaparece del mismo como resultado del proceso de desintegración radiactiva ($\lambda_R=0,693/T_R$) y de los procesos de eliminación biológica del organismo ($\lambda_N=0,693/T_N$).

El sistema de ecuaciones diferenciales que permita caracterizar matemáticamente la transferencia de actividad entre los distintos compartimentos de la figura será:

$$\frac{dq_1}{dt} = I - (\lambda_1 q_1 + \lambda_R q_1)$$

$$\frac{dq_2}{dt} = \lambda_1 q_1 - (\lambda_2 q_2 + \lambda_R q_2)$$

$$\frac{dq_N}{dt} = \lambda_{N-1} q_{N-1} - (\lambda_N q_N + \lambda_R q_N)$$

Donde **I** representa la tasa de incorporación de actividad desde el exterior del organismo, λ_N la constante de eliminación biológica y λ_R la constante de desintegración radiactiva del radionucleido.

La resolución de este sistema de ecuaciones diferenciales, teniendo en cuenta las condiciones de contorno que resulten de las características de la incorporación, conduce a la obtención de la expresión matemática $q_N(t)$, que proporciona la evolución temporal de la actividad en cada compartimento "N". A partir de dicha expresión es inmediato el cálculo de la "función de retención", $R_N(t)$, que representa la fracción de actividad inicialmente incorporada (A_0) que se deposita en el compartimento "N":

$$R_N(t) = \frac{q_N(t)}{A_0}$$

En general, esta función de retención se ajusta a una exponencial y, por tanto, la función de retención en un órgano o tejido T (o en la totalidad del organismo), constituido por N compartimentos, viene dada por una expresión del tipo:

$$R_T(t) = \sum_N a_N \cdot \exp(-\lambda_N \cdot t)$$

Donde a_N representa la fracción que se retiene en cada compartimento y λ_N la constante de eliminación (radiactiva más biológica) desde ese compartimento. Tanto a_N como λ_N estarán condicionados por la forma química del contaminante.

Estos modelos multicompartimentales aumentan en complejidad en el caso que los radionucleidos incorporados presenten descendientes radiactivos, puesto que las radiaciones por estos emitidas también van a contribuir a la dosis. Para abordar esta problemática la ICRP asume que los descendientes radiactivos (y su progenie) tienen el mismo comportamiento metabólico que el radionucleido precursor que, a su vez, se tiene un comportamiento metabólico similar al del isótopo estable de dicho radionucleido.

En la aplicación práctica de estos modelos las principales dificultades surgen a la hora de caracterizar los parámetros que regulan los procesos de transferencia entre compartimentos (λ_N). Tal caracterización requiere considerar una gran variedad de

aspectos que afectan tanto a las características del individuo contaminado (parámetros anatómicos, características fisiológicas, etc.), como al propio proceso de incorporación (vía de incorporación, forma física y química del contaminante, etc.).

Por ello, la caracterización de dichos parámetros de transferencia siempre va a resultar de gran complejidad. Para obviar, al menos en parte, estas dificultades la ICRP ha definido en su publicación 89 (ya lo hizo anteriormente en ICRP-23) las características anatómicas y fisiológicas de un individuo estándar. Es a este individuo estándar al que se refieren los modelos biocinéticos desarrollados por la ICRP.

Los modelos biocinéticos propuestos por la ICRP más representativos son: el modelo dosimétrico pulmonar, el modelo dosimétrico GI y los modelos sistémicos.

6.2. Modelo dosimétrico para el sistema respiratorio

El modelo dosimétrico para el sistema respiratorio en el que se sustenta la metodología de cálculo de dosis interna establecida en la legislación española, está definido en la publicación nº 66 de la ICRP y considera que este sistema está dividido en dos partes (figura 2):

- Una región extratorácica (ET), que a su vez está subdividida en dos regiones, una que comprende la región nasal anterior (ET1) y otra que comprende la región nasal posterior, la faringe y la laringe (ET2).
- Una región torácica (TH), que a su vez está subdividida en tres regiones: la bronquial (BB), la bronquiolar (bb) y la alveolar intersticial (AI)

Adicionalmente, el modelo considera (figura 3) que el tejido linfático del sistema pulmonar está asociado tanto a la región extratorácica (LN_{ET}) como a la región torácica (LN_{TH}).

Esta compartimentación del sistema respiratorio está basada en consideraciones de tipo anatómico, pero es importante señalar que la ICRP también ha considerado aspectos relacionados con la fisiología y radiobiología del tracto respiratorio.

En el modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-66 se abordan, de forma separada y sucesiva los siguientes aspectos:

- Los procesos que determinan la deposición del material inhalado en las distintas regiones.
- Los procesos que determinan la remoción y eliminación del material depositado.
- La evaluación de las dosis que, como resultado de la deposición, se imparte en cada una de las regiones.

De acuerdo con el modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-66, son dos los mecanismos que condicionan la deposición de partículas en las regiones torácicas:

- Para partículas de gran tamaño (entre 1 y 100 micras) los mecanismos que predominan son la deposición gravitacional y el impacto inercial.
- Para partículas de pequeño tamaño (inferior a 0.1 micras) el mecanismo que predomina es la difusión.

Un aspecto relevante del modelo de ICRP-66, que lo distingue del anterior modelo de ICRP-30 y lo hace bastante más complejo, es que la deposición en cada una de las regiones del sistema se determina:

- Para distintos grupos de edad,
- Para distintos hábitos de inhalación (en reposo o realiza ejercicio).
- Para distintos tamaños de partícula.

Además, el modelo considera que en la remoción (o movilización) y eliminación de las partículas inicialmente depositadas en el sistema respiratorio intervienen dos procesos, que compiten entre sí:

- Procesos de transporte, por los que las partículas atrapadas en la película mucosa que recubre las paredes internas del pulmón son transportadas, por movimientos ciliares, a los nódulos linfáticos o al tracto GI.
- Procesos de absorción, por los que las partículas depositadas son absorbidas por el torrente sanguíneo (en los capilares que rodean las paredes del sistema respiratorio).

Para caracterizar matemáticamente los procesos de transporte, cada una de estas regiones se divide en 14 compartimentos (figura 3).

Como resultado de estos procesos de transporte, el material inicialmente depositado en el sistema:

- Puede ser eliminado al exterior, desde ET1
- Puede ser transferido al tracto GI, desde ET2
- Puede ser transferido a los nódulos linfáticos, desde todas las regiones.

En lo que se refiere a los procesos de absorción, y en función de la velocidad con la que se absorben, los radionucleidos se clasifican en:

- Tipo F (*Fast*): Se absorben rápidamente, con una velocidad que equivale a un periodo biológico inferior a 10 minutos. En este grupo están los isótopos de yodo y cesio.
- Tipo M (*Moderate*): Se absorben moderadamente, con una velocidad que equivale a un periodo biológico inferior a 140 días. En este grupo están los isótopos de americio y radio.

- Tipo S (Slow): Se absorben lentamente, con una velocidad que equivale a un periodo biológico inferior a 7000 días.

En relación con el proceso de absorción en sangre, el modelo asume que se produce en dos etapas:

- Disolución, que implica la disociación de las partículas en un material que pueda ser asimilado en sangre.
- Asimilación, que implica el paso a la sangre del material disociado (o del material depositado en forma soluble).

Finalmente, en cuanto a la estimación de dosis, el modelo ICRP-66 permite calcular la dosis en cada una de las regiones del sistema respiratorio, de especial interés dadas las diferencias existentes entre estas regiones en cuanto a radiosensibilidad (a diferencia del modelo anterior, de ICRP-30, que únicamente permitía calcular la dosis promedio en el tracto pulmonar,

De esta forma, el modelo calcula de forma separada la dosis equivalente comprometida en la región torácica y en extratorácica que, en ambos casos, se calculan como suma ponderada de las dosis equivalentes comprometidas en cada una de las regiones en que se subdividen:

$$H_{ET} = H_{ET_1} A_{ET_1} + H_{ET_2} A_{ET_2} + H_{LN_{ET}} A_{LN_{ET}}$$

$$H_{TH} = H_{BB} A_{BB} + H_{bb} A_{bb} + H_{AI} A_{AI} + H_{LN_{TH}} A_{LN_{TH}}$$

Los factores de ponderación que se utilizan corresponden a una fracción apropiada del factor de ponderación tisular total para el pulmón.

6.3. Modelo dosimétrico para el tracto gastrointestinal (GI)

El modelo dosimétrico para el tracto GI está definido en la publicación ICRP-30 y considera (figura 4) que el sistema digestivo está dividido en cuatro regiones:

- Estómago, con un tiempo medio de permanencia de una hora.
- Intestino delgado, con un tiempo medio de permanencia de 4 horas.
- Intestino grueso superior, con un tiempo medio de permanencia de 13 horas.
- Intestino grueso inferior, con un tiempo medio de permanencia de 24 horas.

El modelo considera que es en el intestino delgado donde se produce la absorción en el torrente sanguíneo del material radiactivo depositado en el tracto GI. Para caracterizar dicha absorción se define un parámetro (f_1), cuyos valores para distintos radionucleidos

se presentan tabulados en ICRP-30, y que representa la fracción del material ingerido que es absorbido por la sangre:

$$f_1 = \frac{\lambda_B}{\lambda_B + \lambda_{SI}}$$

Aquellos radionucleidos con valores de f_1 iguales o próximos a la unidad (isótopos de yodo y cesio) se absorberán completamente en sangre, distribuyéndose por el organismo de acuerdo con su afinidad biológica. Aquellos radionucleidos con valores de f_1 iguales o próximos a cero (transuránidos) se absorberán poco (o nada) en la sangre y, por tanto, se eliminarán (rápidamente) del organismo a través de las heces.

Los valores del parámetro f_1 aparecen asimismo tabulados en las mismas tablas (RPSRI, Normas del OIEA, etc.) en las que se presentan los factores de conversión de dosis (Figura 5).

6.4. Modelos sistémicos

Son los modelos que describen la evolución de la actividad en el organismo desde la sangre y fluidos (“compartimento de transferencia”), hasta un conjunto de complementario de compartimentos que representa el resto del cuerpo (denominado “sistémico”).

Los modelos desarrollados por la ICRP para la caracterización matemática de la actividad sistémica (figura 6) agrupan, en un mismo modelo, a los radionucleidos que presentan las mismas características físico-químicas (alcalinos, actínidos, etc.).

Estos modelos fueron definidos en la publicación ICRP-30 para los radionucleidos más característicos de la exposición ocupacional, pero según se muestra en la figura 7, un importante número de ellos han sido revisados en posteriores publicaciones (ICRP 56, 67, 69 y 71). Hay que señalar a este respecto que:

- En bastantes casos dicha revisión no ha supuesto modificar la estructura de los modelos iniciales, pues solo se han incorporado pequeños cambios en los parámetros que regulan la distribución de los radionucleidos entre los compartimentos del organismo y en las funciones de retención.
- En otros casos (alcalino térreos, actínidos y transuránidos) la revisión de los modelos sistémicos de ICRP-30 ha sido prácticamente completa, como resultado de los avances en el conocimiento del comportamiento biológico de esos radionucleidos y de nuevas evidencias en relación con la fisiología del sistema óseo (por la que estos grupos de radionucleidos presentan afinidad biológica).

Los **modelos sistémicos** también se pueden utilizar para caracterizar en términos matemáticos la **actividad excretada**, puesto que el proceso de excreción puede asimilarse a un compartimento más de dichos modelos. De esta forma, si $R(t)$ representa la función de retención total en el organismo de la actividad sistémica, la tasa de **excreción en orina** la podemos obtener como:

$$\frac{dU(t)}{dt} = -f_u \frac{dR(t)}{dt}$$

Donde f_u representa la fracción de la actividad sistémica que se excreta vía orina

Dado que:

$$R(t) = \sum_{\tau} a_{\tau} \exp(-\lambda_{\tau} t)$$

Entonces:

$$\frac{dU(t)}{dt} = f_u \sum_{\tau} \lambda_{\tau} a_{\tau} \exp(-\lambda_{\tau} t)$$

Hay radionucleidos (transuránidos) en los que la experiencia demuestra que la utilización de modelos sistémicos para determinar la tasa de excreción no conduce a unos resultados aceptables. En estos casos se suele acudir a funciones empíricas, derivadas de experimentación en animales o de datos de excreción real en humanos. Así, por ejemplo, en el caso del plutonio el modelo empírico de excreción en orina desarrollado por Jones, ha sido ampliamente utilizado.

En cuanto a la **excreción fecal**, el material excretado en heces comprende dos componentes:

- La actividad eliminada desde los pulmones por transporte mecánico y que pasa a través del sistema GI.
- La actividad en sangre procedente del hígado (“excreción fecal sistémica”).

Ambas componentes se tienen que calcular de forma independiente. La primera puede calcularse resolviendo el modelo pulmonar y el GI; la segunda se modela de la misma forma que la excreción urinaria.

7. MÉTODOS DE MEDIDA DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA

7.1. Método basado en la vigilancia individual

La determinación de la actividad presente en el organismo puede realizarse a través de medida directa de los fotones gamma o de rayos X emitidos por los radionucleidos depositados en el interior del organismo (métodos “in vivo”) o, indirectamente, a partir de la medida de la actividad en muestras biológicas (métodos “in vitro”).

7.1.1 Medida directa de la radiactividad corporal

La medida directa de la radiactividad corporal solo resulta factible cuando los radionucleidos incorporados al organismo emiten fotones o rayos X (o radiación de frenado) con energía y en cantidad suficiente para escapar del cuerpo y ser medidos por un detector externo.

Los equipos utilizados para estas determinaciones se denominan “contadores de radiactividad corporal” (CRC) y están constituidos por una serie de detectores que se distribuyen alrededor del sujeto a medir y que habitualmente están parcialmente blindados, para reducir la posible interferencia de fuentes de radiación externas al organismo. Los CRC incorporan la electrónica asociada a los detectores y complejos sistemas informáticos para la adquisición y análisis de datos.

En los CRC disponibles a nivel comercial hay gran variedad de configuraciones en cuanto a la disposición física de los detectores, pero todas ellas se pueden encuadrar en dos grandes grupos (Figura 8): -

- Sistemas estáticos, que disponen de varios detectores que se distribuyen de forma uniforme a lo largo y ancho del individuo a medir (aunque hay equipos que incorporan un único detector de muy alta eficiencia que se orienta hacia el centro del individuo, dispuesto en un silla inclinada o de marco curvo).
- Sistemas móviles, que disponen de un detector (o varios) montado sobre un carro móvil que se desplaza barriando, desde la cabeza a los pies, al sujeto a medir.

Hay también gran variedad en lo que se refiere a los sistemas de detección utilizados en los CRC. Los más extendidos son los detectores de centelleo de INa(Tl) de gran superficie que resultan adecuados para la detección de fotones energéticos (>150 keV), como son los emitidos por un gran número de productos de fisión y activación. Estos detectores presentan importantes limitaciones en cuanto a resolución en energías se refiere (por ello resultan más apropiados cuando el número de contaminantes es pequeño).

Las dificultades asociadas a la dosimetría interna de actínidos (U, Pu y Am) han motivado que, a nivel comercial, se hayan desarrollado equipos CRC aptos para detectar los

fotones de baja energía (<100 keV) emitidos por estos radionucleidos. Estos CRC (denominados “Phoswich”) disponen de un cristal delgado de Ina(Tl) , cuya eficiencia de detección es similar a la de los cristales grandes (pero con mucho menos fondo) al que se añade un segundo cristal de ICs(Tl) en anticoincidencia, con objeto de aumentar la sensibilidad de detección.

También hay CRC provistos de detectores de semiconductores (Ge) que tienen como ventaja una excelente resolución en energías y, por tanto, resultan apropiados para la identificación de contaminantes que presentan espectros complejos (como, por ejemplo, sucede cuando el número de contaminantes es elevado). Los detectores de germanio trabajan en un rango de energías entre 10 y 1000 keV por lo que también resultan apropiados para la detección de fotones de baja energía, presentando importantes ventajas sobre los contadores Phoswich (mejor resolución, menor LID y menos interferencia de los fotones de baja energía).

Los detectores de germanio, no obstante, tienen el inconveniente de que requieren ser enfriados a temperatura del nitrógeno líquido (lo que implica gran complejidad a nivel instrumental) y que, en muchas ocasiones, solo están disponibles en tamaños pequeños, con lo que su sensibilidad puede ser inferior a la de los cristales inorgánicos de Ina(Tl) .

Un aspecto de gran relevancia en la realización de controles en CRC es asegurar la ausencia de contaminación externa en los individuos a medir, puesto que:

- Dicha contaminación podría transportarse a los detectores, provocando un importante aumento en el fondo del sistema y, por consiguiente, alterando todas las medidas.
- Dicha contaminación podría ser interpretada, de forma errónea, por el sistema de medida como una contaminación interna significativa (puesto que los fotones incidirían directamente sobre el detector).

Por otra parte, y con objeto de evitar que se produzcan falsas detecciones de contaminación interna, los individuos sobre los que se va a efectuar una medida en CRC deben despojarse de accesorios tales como joyas, relojes, ornamentos, etc.

La técnica de medida en un CRC no es sino una espectrometría gamma en la que se compara el espectro obtenido en la medida de un individuo con un espectro de fondo resultante de la acción de la radiación cósmica (y del radón) y de la radiación generada en el material de blindaje. Este espectro de fondo tiene que ser corregido para tener en cuenta la radiación que emite el K-40 presente en los huesos de los individuos a medir (cuya contribución debe incorporarse al espectro de fondo).

Para la calibración de los CRC se utilizan maniquíes antropomórficos (con forma, tamaño y densidad equivalente a la del cuerpo humano) en el que se introducen cantidades conocidas de un cóctel de radionucleidos que abarcan el rango energético de los radionucleidos a medir. Comparando la respuesta del CRC frente al maniquí de

calibración con la que se obtiene cuando un individuo se somete a contaje, se puede caracterizar la actividad presente en su organismo.

Hay que señalar no obstante que, en general, el proceso de análisis e interpretación de espectros inherente a los controles en los CRC presenta enormes dificultades y que, por ello, los CRC llevan incorporado un software de gran complejidad.

7.1.2 Medida de la actividad en muestras biológicas

Los métodos indirectos (o métodos de bioensayo) resultan apropiados para aquellos isótopos que no emiten radiaciones con poder penetrante suficiente como para ser detectados en el exterior del organismo, como sucede con los emisores alfa y beta. También pueden resultar apropiados para emisores de fotones gamma de baja energía cuya vigilancia a través de CRC puede conducir a unos resultados afectados de tal incertidumbre que podrían no resultar apropiados para la estimación de dosis.

Las muestras biológicas típicas en la dosimetría interna son las de orina y, en mucha menor medida, las de heces. No obstante, en circunstancias especiales se pueden llegar a utilizar otros tipos de muestras (sangre, saliva, secreciones nasales, etc.). Sin embargo, en tales circunstancias, la relación entre la concentración de la actividad en la muestra y la incorporación es extremadamente incierta y, por tanto, dichas muestras sólo proporcionan una indicación grosera (y a veces ni eso) del orden de magnitud de la incorporación.

En general, la determinación de la contaminación interna a partir de muestras de orina (o heces) suele llevar asociada mayor incertidumbre que la resultante de la aplicación de métodos directos (CRC); esto se debe a que:

- Las funciones de excreción que resultan de los modelos biocinéticos de la ICRP no están desarrolladas para un buen número de radionucleidos o, si lo están, en muchos casos, no están suficientemente avaladas por datos experimentales.
- Hay importantes variaciones entre individuos en cuanto a niveles de excreción diaria de orina (o heces) como consecuencia lógica de las diferencias en la dieta y en la ingesta de líquidos y alimentos (muchos individuos se separan notablemente de los parámetros establecidos para el individuo estándar en ICRP-89).

A la hora de seleccionar las muestras biológicas a utilizar como parte de un programa de vigilancia de la contaminación interna hay que tener en cuenta las características físico-químicas de los contaminantes (que van a determinar la vía por la que se excretan del organismo) y las dificultades inherentes a la toma y análisis de muestras (y a la interpretación, en términos de dosis, de los resultados de los análisis).

En general las muestras de orina se toman y analizan sin dificultad y suelen resultar adecuadas para la estimación de dosis asociada a la incorporación de radionucleidos

que, por su forma química, se absorben fácilmente en la sangre (y, por tanto, se excretan a través del riñón). En cambio, los materiales insolubles no se absorben en sangre y, a menudo, su incorporación sólo se puede valorar en forma fiable a partir de muestras de heces.

En la elaboración de un programa de control de la contaminación interna mediante la medida de muestras de orina (o de heces) hay que tener en cuenta que:

- Se deben adoptar las precauciones necesarias para evitar la contaminación radiactiva de la muestra, lo que podría conducir a una falsa indicación de contaminación interna importante en el individuo al que se toma la muestra; por ello, como norma general, dichas muestras nunca deben tomarse en zonas en las que exista riesgo de contaminación.
- A la hora de evaluar la actividad de una muestra, siempre hay que tener en cuenta el período de tiempo que ha abarcado la toma de esa muestra (en la práctica la toma de muestras se estandariza a un período de 24 horas).
- A la hora del análisis hay que tener en cuenta que el volumen (o peso) requerido para dicho análisis está determinado por la sensibilidad de la técnica de medida y por el nivel de registro establecido para las dosis internas (para algunos radionucleidos esto puede requerir aumentar el período de muestreo por encima de las 24 horas).
- Con objeto de evitar actuaciones inadecuadas durante la toma de muestras hay que instruir cuidadosamente a los individuos que se van a someter a control sobre el procedimiento a seguir y, en general, sobre las precauciones que deben adoptar a lo largo del proceso de toma de muestras.

El análisis de las muestras biológicas requiere la detección de las emisiones de radionucleidos presentes en la muestra mediante instrumentos apropiados:

- En muchos casos, y con objeto de posibilitar una detección reproducible y sensible, primero hay que proceder a separar a los radionucleidos de la matriz de la muestra (lo que implica, primero, eliminar los restos orgánicos y, después, separar el elemento de interés de las demás sales inorgánicas presentes).
- En otros casos, las limitaciones de los detectores imposibilitan la discriminación entre radionucleidos que tienen emisiones parecidas (esto sucede con algunos actínidos); en estos casos, las muestras tienen que ser objeto de separación radioquímica, previa a la medida.

La medida de la actividad alfa total en muestras biológicas puede realizarse mediante un detector de SZn o con un contador proporcional de flujo de gas. Estos métodos, aunque eficientes, no discriminan entre partículas alfa con energías diferentes (y por

tanto no pueden identificar radionucleidos individuales en una mezcla). Este problema se solventa mediante el empleo, después de la separación radioquímica, de técnicas de espectrometría alfa, mediante detectores de semiconductores o cámaras de ionización con rejilla.

Los emisores beta que con mayor frecuencia se determinan mediante muestras biológicas son los de baja energía (tritio, carbono), cuya detección se realiza mediante centelleo líquido. La medida de la actividad beta total para emisores beta de alta energía puede realizarse por medio de contadores Geiger-Müller de flujo gaseoso o detectores proporcionales.

También se pueden utilizar técnicas no radiométricas. Por ejemplo, la fosforimetría cinética inducida por láser es una técnica ampliamente utilizada para la determinación de uranio en muestras de orina. Hay también otras técnicas como la espectrometría de masas con plasma acoplado por medios inductivos (ICP/MS) que han sido utilizadas en la estimación de dosis por incorporación de uranio empobrecido.

7.2. Métodos basados en la vigilancia del ambiente de trabajo

Estos métodos permiten estimar la actividad incorporada a partir de la medida de la concentración de actividad en muestras de aire en el ambiente de trabajo. Así, si la concentración de actividad en aire en una zona de trabajo es C (Bq/m^3), la actividad incorporada por un individuo que ha permanecido durante t horas en dicha zona de trabajo y cuya tasa de respiración es de B (Bq/m^3) viene dada por:

$$I (\text{Bq}) = C (\text{Bq}/\text{m}^3) B (\text{m}^3/\text{h}) t(\text{h})$$

En general, estos métodos se suelen utilizar como complemento de los métodos basados en la vigilancia individual, como herramienta de apoyo a la hora de decidir sobre la necesidad de realizar un control individual.

En el caso particular de compuestos que se dispersan fácilmente en el aire, como sucede con los vapores y gases radiactivos, especialmente en locales pequeños, estos métodos pueden proporcionar una evaluación razonable del material radiactivo inhalado.

Cuando el material radiactivo está en forma de partículas, estas evaluaciones resultan por lo general muy inciertas, debido a la dificultad que presenta la obtención de una muestra de aire que resulte representativa del aire realmente inhalado por el individuo. En estos casos resulta imprescindible la utilización de equipos muestreadores portátiles de aire, sistemas autónomos que llevan los trabajadores consigo y que aspiran el aire de la zona próxima a la de respiración, con un ritmo constante. No obstante, incluso con estas muestras, la estimación de la incorporación puede venir afectada de gran

incertidumbre (que será tanto menor cuanto más acertadas resulten las hipótesis que se hagan en relación con el tamaño de las partículas y las tasas de respiración).

También estos métodos de estimación de la actividad incorporada pueden llegar a constituir una base sólida para la evaluación de las dosis resultantes de una incorporación interna, en el caso de la incorporación de radionucleidos que (como sucede con algunos actínidos):

- No emiten radiaciones penetrantes y, por tanto, no pueden ser detectados mediante contajes en CRC.
- No son solubles en sangre y, por tanto, no se eliminan a través de la orina o, si lo hacen, es en cantidades que resultan imposibles de detectar.

Los programas de control de la contaminación interna, en ocasiones, también incluyen la realización de medidas, mediante frotis, de la concentración de actividad en superficies (mesa, suelo, paredes) de la zona de trabajo. Sin embargo, y puesto que resulta sumamente difícil la modelización de los procesos por los que la actividad presente en las superficies puede transferirse al organismo, estas medidas únicamente se utilizan:

- Como indicador de situaciones que pueden suponer un riesgo significativo de contaminación interna y, por tanto, de la necesidad de realizar controles específicos de la contaminación interna.
- Como complemento a los métodos de vigilancia individual, ya sea para detectar la presencia de radionucleidos no detectados mediante dichos métodos, o para evaluar la forma química de los contaminantes.

8. ESTIMACIÓN DE LA ACTIVIDAD INCORPORADA

Los métodos basados en la vigilancia individual proporcionan información sobre la actividad presente (o excretada) en un individuo en el instante en que se realiza el control de la contaminación interna, pero no dan pista alguna sobre el valor de la actividad incorporada, que es el dato determinante a la hora de estimar las dosis.

Cuando se conoce el instante preciso en que ocurrió la incorporación, el cálculo de la actividad incorporada resulta inmediato a partir de las funciones de retención y excreción que proporcionan los modelos biocinéticos, a partir de la actividad detectada en medidas en CRC o en bioensayo, utilizando las siguientes expresiones:

- En medidas de CRC: $A_0 = A_D(t) / R(t)$
- En medidas de bioensayo: $A_0 = A_D(t) / U(t)$

Donde:

$A_D(t)$ es la actividad detectada t días después de la incorporación.

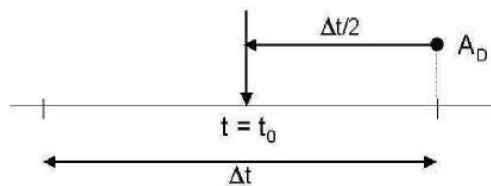
$R(t)$ es la función de retención al tiempo t .

$U(t)$ es la función de excreción al tiempo t .

Los valores de las funciones de retención y excreción vienen tabulados en la publicación ICRP-78 para los radionucleidos más relevantes en el ámbito de la exposición ocupacional.

Sin embargo, y salvo cuando la contaminación interna se produce como consecuencia de un accidente, lo normal es que no se conozca el instante preciso de la incorporación. Este desconocimiento plantea serios problemas pues obliga a asumir hipótesis simplificadoras que, inevitablemente, introducen importantes incertidumbres en los cálculos puesto que, en muchos casos, las funciones de retención y excreción varían de forma muy acusada con el tiempo.

Cuando no se conoce de forma precisa el momento de la incorporación, ICRP recomienda asumir la hipótesis de considerar que dicha incorporación ocurrió en el punto medio del intervalo de tiempo transcurrido desde el anterior contaje realizado (con resultado negativo) al individuo.



No obstante, y aunque esta sistemática esté recomendada por la ICRP, hay que ser muy prudente a la hora de su aplicación práctica y, por ello, si como resultado de aplicar dicha hipótesis se obtiene un valor de la actividad incorporada que implique unas dosis internas importantes, es necesario acudir a planteamientos más realistas.

9. CÁLCULO DE DOSIS POR CONTAMINACIÓN INTERNA

9.1. Magnitudes radiológicas específicas en dosimetría interna

En el ámbito de la dosimetría interna ICRP ha establecido una serie de magnitudes radiológicas específicas, que tienen su razón de ser en el hecho que los radionucleidos incorporados al organismo irradian los órganos y tejidos del mismo de forma continua, durante todo el período de tiempo en que permanecen en el mismo (lo que depende del período efectivo de dichos radionucleidos).

Puesto que el riesgo a que queda sometido el individuo afectado por la contaminación es proporcional a la dosis total recibida durante ese período de tiempo, surge la necesidad de fijar un período de tiempo estándar al que referir las dosis internas. Este período de tiempo se la establecido en 50 años en el ámbito de la exposición ocupacional y en 70 años en el caso de la exposición del público

De esta forma, se define la “dosis equivalente comprometida” como la dosis equivalente que, como consecuencia de una incorporación, se imparte en un órgano o tejido durante los 50 años siguientes al momento en que se produce dicha incorporación y viene expresado por:

$$H_{T,50} = \int_{t_0}^{t_0+50} H_T(t) \cdot dt$$

Donde t_0 representa el instante de la incorporación y $H_T(t)$ es la tasa de dosis equivalente en el órgano o tejido T en el tiempo t.

De forma análoga, se define la “dosis efectiva comprometida” como la suma de las dosis equivalentes comprometidas en los distintos los órganos y tejidos del organismo, ponderadas por un factor (w_T) que tiene en cuenta la radiosensibilidad de cada uno de esos tejidos u órganos:

$$E_{50} = \sum_T H_{T,50} \cdot w_T$$

Esta magnitud viene a representar la dosis efectiva que, como consecuencia de una incorporación, se imparte a un individuo durante los 50 años siguientes al momento en que se produce dicha incorporación.

En relación con los límites aplicables en dosimetría interna, se considera como límite básico, los recomendados por la ICRP. A este respecto hay que tener en cuenta, en relación con el cálculo de las dosis internas, que cuando la contaminación interna es la única fuente de exposición, ICRP considera que a la dosis efectiva comprometida le aplica el mismo límite que a la dosis efectiva anual:

$$E(50)_{\text{LÍMITE}} \leq 20 \text{ mSv}$$

9.2. Estimación de la dosis equivalente comprometida

El cálculo de las dosis resultantes de una contaminación interna se realiza a partir de las funciones matemáticas $q_T(t)$ proporcionadas por los modelos biocinéticos, que permiten caracterizar la evolución temporal de la actividad presente en los distintos tejidos u órganos.

Dicho cálculo, al menos desde un punto de vista conceptual, resulta sencillo. En efecto, si se considera la incorporación de un único radionucleido que se deposita en un único órgano S (Source) resulta que:

- Resolviendo el sistema de ecuaciones diferenciales que describe matemáticamente la remoción de actividad en los modelos biocinéticos, se obtiene la función $q_s(t)$.
- Integrando dicha función (entre 0 y 50 años) se obtiene el número de desintegraciones que se producen en el órgano S en los 50 años siguientes a la incorporación.
- Multiplicando ese número por el rendimiento (Y_R) y la energía (E_R) de cada desintegración, se calcula la energía impartida desde el órgano S en los 50 años siguientes a la incorporación.
- Conociendo la fracción de esa energía impartida que se absorbe en un órgano vecino T (Target) y la masa de ese órgano, se puede calcular la energía impartida por unidad de masa (o, lo que es lo mismo, la dosis absorbida) en el órgano T en los 50 años siguientes a la incorporación.
- Multiplicando esa dosis absorbida por el factor de calidad de la radiación (Q_R) tendremos, por definición, la dosis equivalente recibida en el órgano T en los 50 años siguientes a la incorporación o, lo que es lo mismo, la dosis equivalente comprometida en el órgano T.

Este esquema conceptual del cálculo de dosis internas se puede representar por medio de la siguiente ecuación, que proporciona la dosis equivalente comprometida en el órgano T resultante del depósito de un radionucleido en el órgano S

$$H_{T,50}(T \leftarrow S) = U_s \cdot EEE(T \leftarrow S)$$

Donde:

U_s representa el número de desintegraciones que se producen en el órgano S en los 50 años siguientes a la incorporación, que se puede calcular mediante:

$$U_s = \int_0^{50} q_s(t) dt$$

$EEE(T \leftarrow S)$ representa la energía efectiva específica que se deposita por unidad de masa del órgano T por cada desintegración del radionucleido i en el órgano S, que se puede calcular mediante:

$$EEE(T \leftarrow S) = \sum_R \frac{Y_R \cdot E_R \cdot AF(T \leftarrow S)}{M_T} \cdot Q_R$$

Siendo:

Y_R el rendimiento de desintegración

E_R la energía media de la radiación emitida

$AF(T \leftarrow S)$ la fracción de la energía emitida desde el órgano S que se absorbe en el órgano T;

M_T la masa del órgano T

Q_R el factor de calidad de la radiación R.

En la práctica, lo habitual será que el órgano T resulte irradiado desde diferentes órganos S y que, además, en la contaminación interna estén involucrados varios radionucleidos (i). En este caso, la dosis equivalente comprometida en el órgano T se calcula mediante la expresión

$$H_{T,50}(T \leftarrow S) = \sum_i \left(\sum_T U_S \cdot EEE(T \leftarrow S) \right)$$

9.3. Estimación de la dosis efectiva comprometida. Factores de conversión a dosis

Una vez que se han calculado las dosis equivalentes comprometidas a los distintos órganos y tejidos del organismo, el cálculo de la dosis efectiva comprometida resulta inmediato, sin más que considerar los factores de ponderación tisular:

$$E_{50}(T \leftarrow S) = \sum_T H_{T,50}(T \leftarrow S) \cdot w_T$$

En sus publicaciones número 67 y 68, ICRP ha aplicado esta sistemática de cálculo de dosis a la incorporación de una actividad de 1 Bq de cada uno de los radionucleidos más relevantes a nivel práctico, presentando los resultados obtenidos en forma tabulada.

Las dosis efectivas comprometidas por unidad de incorporación así obtenidas son conocidas como “factores de conversión a dosis” y constituyen una poderosa herramienta para la dosimetría interna, pues permiten transformar en un algoritmo matemático simple un proceso tan complejo como es el cálculo de dosis internas.

En efecto, los factores de conversión de dosis convierten en inmediato el proceso de cálculo de dosis internas una vez que se conoce la actividad incorporada (A_0):

$$E_{50} \text{ (Sv)} = A_0 \text{ (Bq)} \times e_{50} \text{ (Sv/Bq)}$$

Donde e_{50} representa la dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación

Los factores de conversión a dosis también permiten el cálculo de otras dos magnitudes radiológicas relevantes en el ámbito de la dosimetría interna:

- El límite de incorporación anual (LIA), que representa la actividad de un radionucleido determinado que, incorporada al organismo en el transcurso de un año laboral, daría lugar a una dosis efectiva comprometida de 20 mSv, y que se obtiene a partir de la siguiente expresión:

$$20 \text{ (mSv)} = \text{LIA (Bq)} \cdot e_{50} \text{ (mSv/Bq)}$$

- El límite derivado de concentración en aire (LDCA), que representa la concentración de actividad de un radionucleido en aire que, inhalada por un individuo estándar a lo largo de un año, daría lugar a la incorporación igual al límite anual de incorporación, y que se obtiene a partir de:

$$\text{LIA (Bq)} = \text{LDCA (Bq/m}^3\text{)} \cdot 1,2 \text{ (m}^3\text{/h)} \cdot 2000 \text{ (h)}$$

$$\frac{20 \text{ (mSv)}}{e_{50} \text{ (mSv/Bq)}} = \text{LDCA (Bq/m}^3\text{)} \cdot 1,2 \text{ (m}^3\text{/h)} \cdot 2000 \text{ (h)}$$

Estos factores de conversión de dosis, y la sistemática de cálculo de dosis internas a ellos asociados, han sido incorporados a:

- Las normas básicas de seguridad radiológica del OIEA (establecidas en la publicación “Safety Series 115” y aprobadas en 1994).
- Las normas básicas de protección radiológica de la Unión Europea (establecidas en la Directiva 96/29 de Euratom).
- El Reglamento de Protección Sanitaria contra las radiaciones ionizantes, aprobado mediante Real Decreto 783/2001.

9.4. Metodología general para el cálculo de dosis internas

A la vista de las consideraciones expuestas en anteriores apartados se puede concluir que, en la práctica, la estimación de las dosis resultantes de una contaminación interna implica siempre tres etapas:

1º. Estimar el instante de la incorporación, t_0 .

2º. Calcular la actividad incorporada, $A_D(t)$, a partir de las funciones de retención (o de excreción) que proporcionan los modelos biocinéticos de la ICRP y que aparecen tabuladas en ICRP-78.

- $A_0 = A_D(t) / R(t)$
- $A_0 = A_D(t) / U(t)$

3º. Calcular las dosis comprometidas a partir de los factores de conversión a dosis calculados por la ICRP, y que aparecen tabulados en Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el RPSRI:

$$E_{50} \text{ (Sv)} = A_0 \text{ (Bq)} \times e_{50} \text{ (Sv/Bq)}$$

9.5. Incertidumbre en la estimación de las dosis internas

Como ya se ha comentado anteriormente el proceso de evaluación de las dosis resultantes de una contaminación interna siempre lleva asociado un importante nivel de incertidumbre.

Estas incertidumbres son debidas a: los propios sistemas de detección, la falta de información sobre la incorporación (instante de la incorporación, forma química y física de los contaminantes, etc.), las asociadas a los propios modelos biocinéticos, así como las desviaciones que, respecto a los parámetros anatómicos y fisiológicos del individuo estándar (considerados en los modelos biocinéticos de la ICRP), se evidencian en los individuos implicados en cualquier contaminación interna.

10. ADENDA: NUEVOS COEFICIENTES DE DOSIS. IMPLICACIONES EN EL CÁLCULO DE DOSIS INTERNA

El RPSRI (hoy en día derogado por el Real Decreto 1029/2022, el RPSI) supone la transposición a la reglamentación española las disposiciones de la **Directiva 96/29/EURATOM**, a través de la cual se incorporan a las normas básicas de protección radiológica de la Unión Europea, las recomendaciones básicas de ICRP-60 (1990).

Desde el punto de vista del cálculo de dosis internas, esto supone fundamentar el cálculo de la dosis interna en:

- Los factores de ponderación w_R y w_T de ICRP-60.
- El modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-66.
- El modelo dosimétrico GI de ICRP-30.

- Los modelos sistémicos de **ICRP-30** (posteriormente modificados por las publicaciones ICRP-56, 67, 69, 71 y 72).
- Las constantes de desintegración y los datos de decaimiento radiactivo de **ICRP-38**.
- Los coeficientes de dosis por inhalación e ingestión para trabajadores expuestos de **ICRP-68**.
- Los coeficientes de dosis por inhalación e ingestión para miembros del público de **ICRP-72**.

En el año 2007 se publican las nuevas recomendaciones de ICRP, **ICRP-103**, lo que obliga a modificar la sistemática de cálculo de dosis. Esta modificación se fundamenta en el hecho de que la nueva publicación, **modificarse los factores de ponderación de la radiación y de los tejidos (w_R y w_T)**, respectivamente) establecidos en ICRP-60, considera **nuevos datos de decaimiento radiactivo de la publicación ICRP-107** (que modificaban los datos de la publicación ICRP-38) y además, se introducen **modificaciones que afectan al maniquí de referencia a considerar en el cálculo de la dosis efectiva y la dosis equivalente**. Es esta última circunstancia la que impone la necesidad de un drástico replanteamiento de la sistemática de cálculo de las dosis internas.

En relación con el maniquí de referencia, cabe señalar que aunque en **ICRP-60** no se llegó a especificar las características de este maniquí, en la práctica se hizo uso de maniqués antropométricos matemáticos como el **MIRD** (*Medical Internal Radiation Dosimetry*), utilizados indistintamente para hombres y mujeres.

En las recomendaciones de **ICRP-103** se especifica el uso de maniqués **VRCP** (*voxel-type reference computational phantom*) basados en imágenes médicas de individuos reales y que se construyen computacionalmente mediante elementos tridimensionales de pequeño volumen, especificando la densidad y la composición anatómica de los diferentes órganos y tejidos del organismo. Estos maniqués se construyen separadamente para hombres y mujeres y proporcionan una modelización mucho más compleja y realista que la que se obtenía con el maniquí MIRD, como puede observarse en la figura 9.

Los nuevos **maniqués VRCP** se han desarrollado en detalle en las publicaciones **ICRP-110 (2009)**, para individuos del grupo de edad adulto, e **ICRP-143 (2020)** para individuos de los grupos de edad adicionales que se contemplan en la exposición de los miembros del público (recién nacido, 1 año, 5 años, 10 años y 15 años).

Las modificaciones introducidas en las recomendaciones de ICRP-103 y, en particular el desarrollo de los nuevos maniqués VRCP, obligan a ICRP a abordar un replanteamiento completo de la sistemática utilizada para el cálculo de las dosis internas, que estará basada en:

- Los factores de ponderación w_R y w_T de **ICRP-103**.

- El modelo dosimétrico pulmonar de **ICRP-66, actualizado** con las modificaciones necesarias como resultado del uso de los maniqués VRCP.
- El modelo dosimétrico GI de **ICRP-100 actualizado** con las modificaciones necesarias como resultado del uso de los maniqués VRCP.
- Los **nuevos modelos sistémicos** que resulten del uso de los maniqués VRCP.
- Las constantes de desintegración y los datos de decaimiento radiactivo de **ICRP-107**.
- Los **nuevos coeficientes de dosis por inhalación e ingestión para trabajadores expuestos y miembros del público**, calculados sobre la base de los maniqués VRCP.

En relación con el **cálculo de los nuevos los coeficientes de dosis**, en el año 2022 ICRP finalizó el proceso de revisión de los coeficientes de dosis para el ámbito ocupacional (anteriormente recogidos en ICRP-68, basados en ICRP-60). Los **nuevos coeficientes** de dosis (basados en **ICRP-103**) quedan ahora recogidos en cinco publicaciones, conocidas como publicaciones **OIR** (*“Occupational intakes of radionuclides”*):

- ICRP-130. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1 (2015).
- ICRP-134. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2 (2016).
- ICRP-137. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3 (2017).
- ICRP-141. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 4 (2019).
- ICRP-151. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 5 (2022).

En relación con el documento OIR Part 1 (**ICRP-130**), no se presentan nuevos coeficientes de dosis, sino que se **repasan (y actualizan) todas las bases de la metodología de cálculo de dosis internas**:

- Se **revisa y actualiza el modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-66**, especialmente en relación con los mecanismos de eliminación de las partículas inhaladas a través de los procesos de transporte de dichas partículas y de su absorción en el torrente sanguíneo.
- Se **revisa el modelo dosimétrico del esqueleto de ICRP-30**, con un tratamiento más refinado de la dependencia de fracción absorbida de la energía emitida por las partículas y con una nueva compartimentación (médula ósea roja, cartílago, hueso trabecular superficial y hueso cortical superficial).
- Se introduce un **modelo dosimétrico específico** para caracterizar el comportamiento metabólico de los radionucleidos incorporados al organismo a través de **heridas**.
- Como resultado de la consideración del **nuevo modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-130 y del modelo dosimétrico GI de ICRP-100**, se hace necesario **revisar** la práctica totalidad de los **modelos sistémicos** previamente establecidos (en las publicaciones ICRP-30, 56, 67, 69, 71 y 72).

- Se introduce un **nuevo concepto (adicional al anterior) de coeficiente de dosis** que, en lugar de computar la dosis efectiva comprometida por Bq incorporado, lo que **computa** es (teniendo en las funciones de retención y excreción) la **dosis efectiva comprometida por Bq detectado en el control de contaminación interna**, lo que permite la estimación de la dosis efectiva comprometida a partir de medidas de la actividad incorporada.
- Además, ICRP aclara que, como resultado de las modificaciones introducidas en esta publicación en relación con los modelos dosimétricos, estos modelos pueden ahora ser utilizados en ámbitos distintos de la protección radiológica (**farmacología, toxicología y medicina**).

Como resultado de la aplicación del **nuevo modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-130**, en el caso de incorporaciones por inhalación, los coeficientes de dosis de las publicaciones OIR son, en general, inferiores (aproximadamente en un factor 2), a los que se presentaban en la publicación ICRP-68.

Por último, en relación con el nuevo modelo dosimétrico pulmonar de ICRP-130, cabe señalar que se aplica a la **inhalación de radón y su progenie radiactiva** en la publicación **OIR Part 3 (ICRP-137)**, lo que supone una novedad, puesto que, hasta la fecha, los coeficientes de dosis para el radón siempre se habían calculado sobre una base epidemiológica y no sobre una base dosimétrica. En el caso del radón, los coeficientes de dosis se incrementan aproximadamente en un factor 2 con respecto a los anteriormente establecidos.

Los nuevos **coeficientes de dosis para la exposición de los miembros del público**, no han sido desarrollados todavía por la ICRP (a fecha julio 2024). La razón ha sido que los nuevos maniqués VCRP para otros grupos de edad (diferentes que el adulto) se han desarrollado muy recientemente, en la publicación **ICRP-143** (que data de 2020).

En resumen, a fecha de edición de este tema (2024), y en lo que se refiere al desarrollo de los nuevos coeficientes de dosis basados en los nuevos maniqués VRCP introducidos en las recomendaciones básicas de ICRP-103, la situación es la siguiente:

- ICRP ya ha completado las tareas asociadas a la elaboración de los **nuevos coeficientes de dosis en el ámbito ocupacional**, que quedar recogidos en las publicaciones ICRP-130, ICRP-134, ICRP-137, ICRP-141 y ICRP-151.
- ICRP está desarrollando las tareas asociadas a la elaboración de los **nuevos coeficientes de dosis en el ámbito de los miembros del público** sin que, en estos momentos, se haya aprobado ninguna de las cuatro publicaciones previstas.

11. BIBLIOGRAFÍA

- Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

- Directiva 2013/59/EURATOM del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, y se derogan las Directivas 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom y 2003/122/Euratom.
- Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
- ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60.
- ICRP, 1997. General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication 75.
- ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103.
- ICRP, 1979. Limits for the Intake of radionuclides by workers. ICRP Publication 30.
- ICRP, 1989. Individual monitoring for intakes of radionuclides by workers: Design and Interpretation. ICRP Publication 54.
- ICRP, 1994. Human respiratory tract model for radiological protection. ICRP Publication 66.
- ICRP, 1998. Individual monitoring for intakes of radionuclides by workers. ICRP Publication 78.
- ICRP, 2006. Human Alimentary Tract Model. ICRP Publication 100.
- Radiation Protection n.º 188 (2018), Technical Recommendations for Monitoring Individuals for Occupational Intakes of Radionuclides.
- Guía de Seguridad General N.º GSG-7, Protección radiológica ocupacional. IAEA (2022).
- Guía de Seguridad 7.1 (rev.1), Requisitos técnicos-administrativos para los servicios de dosimetría personal.
- Curso de Experto en Protección Radiológica. CIEMAT. 2023
- Curso de Dosimetría Interna. CIEMAT. 2022.

Además, se consideran de interés las publicaciones de la ICRP citadas a lo largo del tema, especialmente las citadas en el apartado 10.

FIGURAS

FIGURA 1

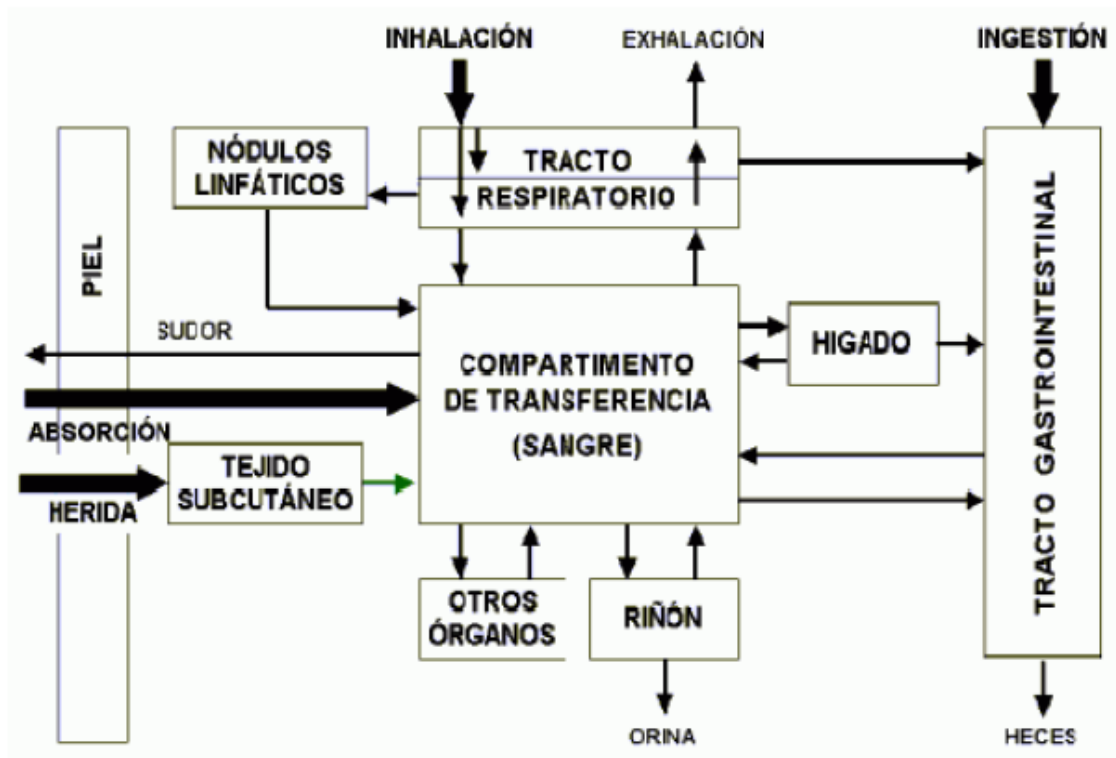


FIGURA 2

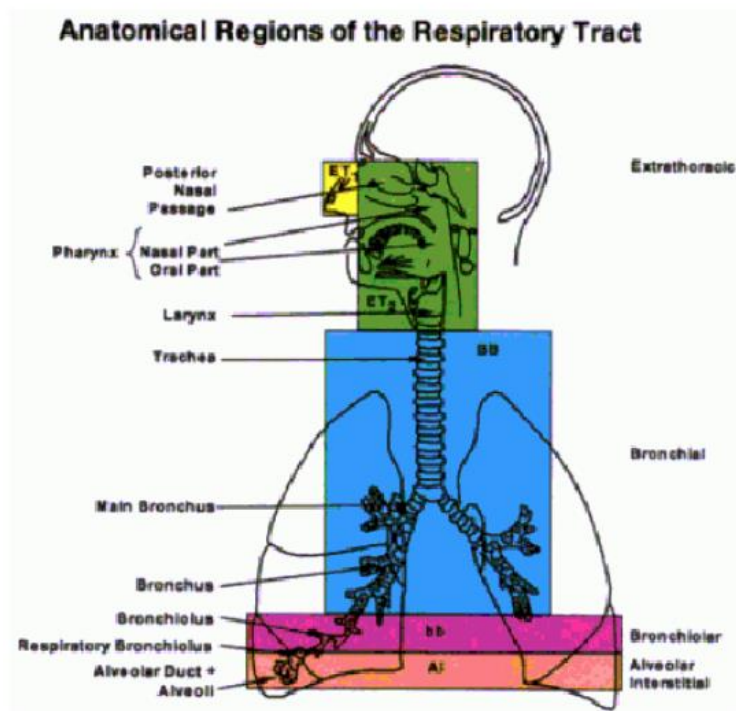


FIGURA 3

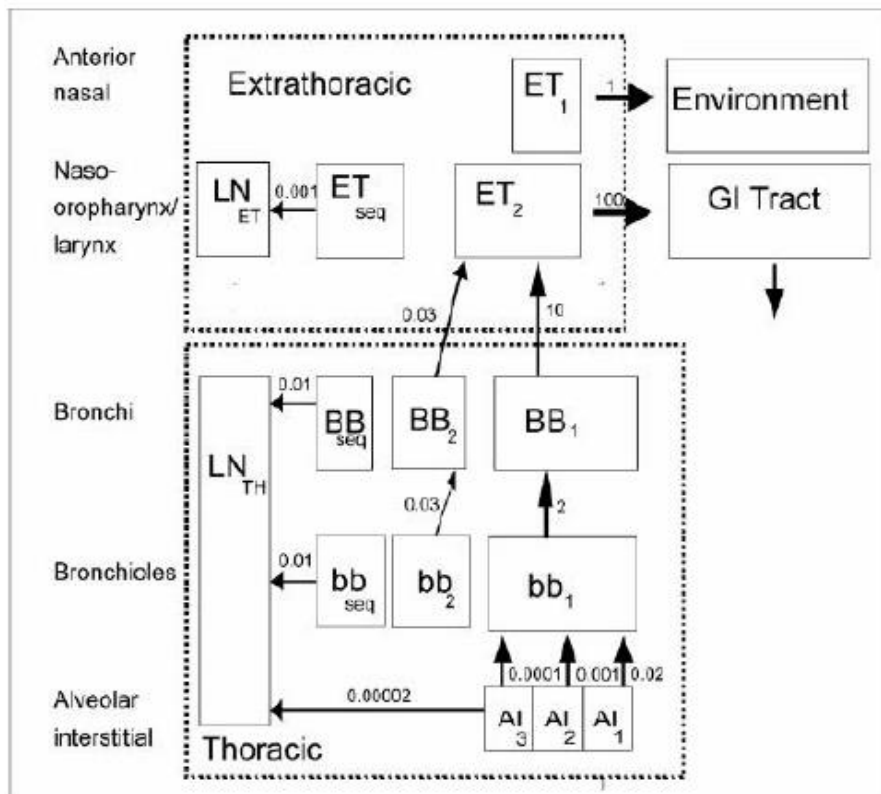


FIGURA 4

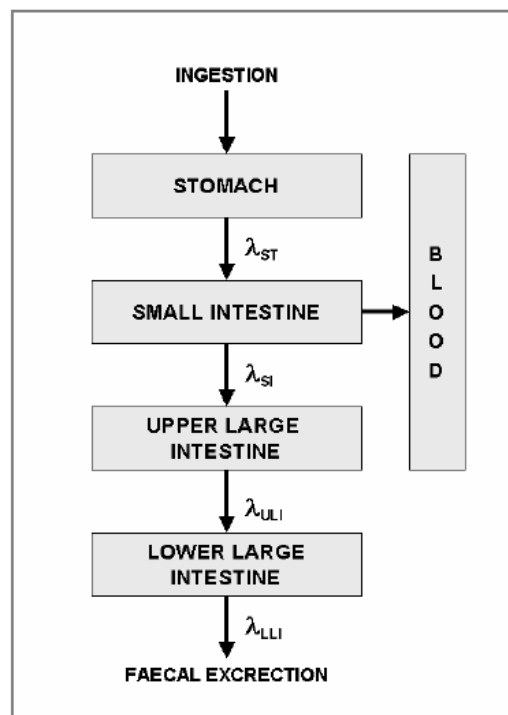


FIGURA 5

COMMITTED EFFECTIVE DOSE PER UNIT INTAKE FOR WORKERS (Sv/Bq)							
Nuclide	Physical half-life	Inhalation				Ingestion	
		Type	f _I	e(g)1µm	e(g)5µm	f _I	e(g)
U-238	4,47 10 ⁹ a	F	0,020	4,9 E-07	5,8 E-07	0,020	4,4 E-08
		M	0,020	2,5 E-06	1,6 E-06	0,002	7,6 E-09
		S	0,002	7,3 E-06	5,7 E-06		
U-239	0,392 h	F	0,020	1,1 E-11	1,8 E-11	0,020	2,7 E-11
		M	0,020	2,3 E-11	3,3 E-11	0,002	2,8 E-11
		S	0,002	2,4 E-11	3,5 E-11		

FIGURA 6

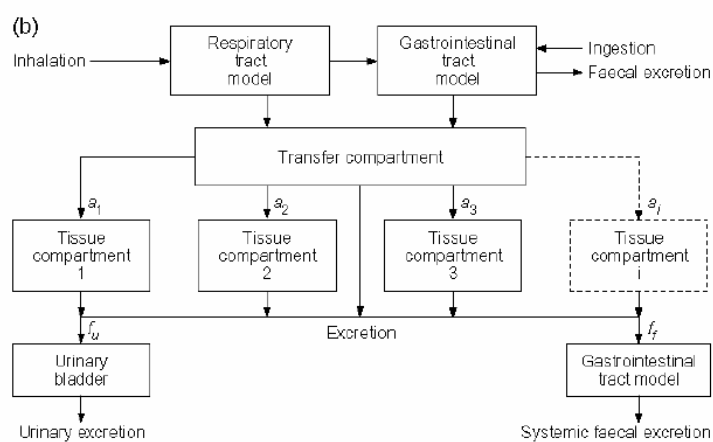


FIGURA 7

Radionucleido	Absorción	Modelo sistémico
Manganeso	F,M	ICRP-30
Cobalto	M,S	ICRP-67
Hierro	F,M	ICRP-69
Estroncio	F,S	ICRP-67
Tecnecio	F	ICRP-67
Yodo	F	ICRP-56 y 67
Cesio	F	ICRP-56 y 67
Uranio	F,M,S	ICRP-69
Plutonio	M,S	ICRP-67

FIGURA 8

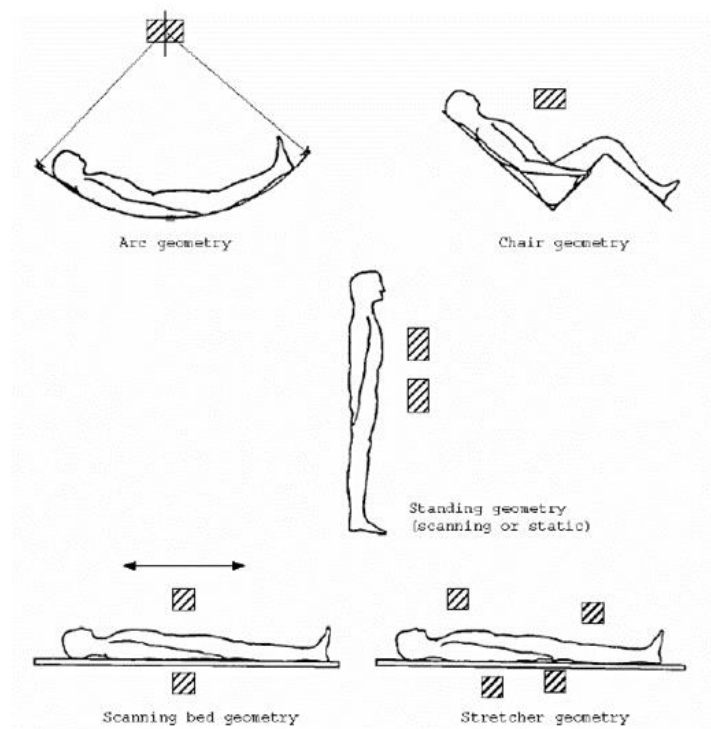


FIGURA 9

