

Libros de **Cátedra**

# Radioprotección en medicina nuclear

Fundamentos y buenas prácticas

Vanesa Sanz, Luz Fernandez y Luis Illanes

FACULTAD DE  
CIENCIAS EXACTAS

**e**  
exactas

 **EduLP**  
Editorial  
de la Universidad  
de La Plata



UNIVERSIDAD  
NACIONAL  
DE LA PLATA

# RADIOPROTECCIÓN EN MEDICINA NUCLEAR

## FUNDAMENTOS Y BUENAS PRÁCTICAS

Vanesa Sanz

Luz Fernandez

Luis Illanes

Facultad de Ciencias Exactas

Universidad Nacional de La Plata



UNIVERSIDAD  
NACIONAL  
DE LA PLATA



# Índice

## Capítulo 1

El Físico Médico como oficial de Radioprotección en Medicina Nuclear \_\_\_\_\_ 4

## Capítulo 2

Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes \_\_\_\_\_ 7

## Capítulo 3

Magnitudes Dosimétricas \_\_\_\_\_ 16

## Capítulo 4

Fundamentos de radioprotección \_\_\_\_\_ 29

## Capítulo 5

Radioprotección en las Aplicaciones de la Medicina Nuclear \_\_\_\_\_ 39

## Capítulo 6

Dosimetría \_\_\_\_\_ 60

Bibliografía \_\_\_\_\_ 71

Los autores \_\_\_\_\_ 72

# CAPÍTULO 1

## El Físico Médico como oficial de Radioprotección en Medicina Nuclear

Es habitual comenzar un libro con la historia de la temática que lo involucra. Ya hay numerosos textos muy completos y autorizados cuentan la historia de la radioprotección. Las circunstancias que rodearon los primeros descubrimientos de esa rara forma de energía que motivó el nombre de "X" para los primeros rayos detectados; las consecuencias nocivas que tuvieron para la salud de muchos de los pioneros que desconocían el aspecto perjudicial que conllevaban las radiaciones; la paulatina toma de consciencia de esos efectos perniciosos y el advenimiento de medidas y propuestas para evitarlos. Una obra muy amena y completa es *Historia de la radiación, la radiactividad y la radioprotección*, de Bo Lindell. Sería redundante desarrollar nuevamente aquí esa historia, y realmente impropio pretender reducirla a un par de páginas.

Las aplicaciones y beneficios que se fueron encontrando a lo largo del siglo XX para las radiaciones ionizantes en el campo de la salud fueron tan formidables que el avance fue imparable. En lo que al diagnóstico se refiere, obtener imágenes del interior del organismo *desde afuera*, era una cosa impensable antes de Roentgen. Por otra parte, el reconocimiento de que el efecto deletéreo de las radiaciones podía implicar su empleo en la destrucción de tejidos malignos marcó sin duda un hito en la forma de hacer frente a enfermedades hasta ese momento consideradas intratables.

La medicina de hoy, es impensable sin la utilización de metodologías de alta complejidad, muchas de las cuales emplean radiaciones ionizantes. Esto implica que la *radioprotección* es un ítem imprescindible en los conocimientos requeridos para los profesionales involucrados en los procedimientos, los médicos y técnicos actuantes y fundamentalmente el físico médico.

El Físico especialista en Medicina Nuclear, tiene asignada una cantidad de tareas; muchas realmente importantes, pero que no nos atañen estrictamente al referirnos a la radioprotección; como la aceptación y puesta en servicio de equipos, la supervisión técnica del mantenimiento de los mismos, la calibración de equipos y fuentes. Hay otras incumbencias del Físico, igual de trascendentes, muy relacionadas con el tema que nos ocupa. Las detallamos a continuación.

Garantía de calidad: El físico médico es el responsable principal de la elaboración y ejecución de los aspectos físicos del programa de garantía de calidad. Éste se asegurará que las políticas y procedimientos contienen los elementos apropiados de buena práctica, de manejo del material radiactivo, de protección radiológica del paciente, de control de calidad y cumplimiento de las

reglamentaciones. Participa en la confección, optimización y desarrollo de un programa de control de calidad del tratamiento de imágenes y datos, en el control de calidad de la instrumentación de medicina nuclear, y en los aspectos técnicos y físicos de la dosimetría de la radiación.

Procedimientos de cálculo dosimétricos: El físico médico es el responsable del establecimiento de los procedimientos de cálculo de dosis en pacientes y de la verificación de su exactitud; elabora procedimientos de estimación de dosis en órganos y de determinación de la fecha y hora de alta del paciente

Planificación de tratamientos: El físico médico lleva a cabo o supervisa los cálculos para determinar la actividad a administrar en procedimientos terapéuticos y realiza la dosimetría de pacientes en casos especiales.

Investigación de exposiciones médicas accidentales. El físico médico participa en la investigación de los incidentes relacionados con todo radiofármaco administrado por equivocación a un paciente, o utilizado incorrectamente, o con una actividad que difiera considerablemente de la prescrita por el médico, que pudieren provocar efectos secundarios no esperados, y las exposiciones que resulten de actividades que repetida y sustancialmente difieran las establecidas en los niveles de referencia. Asimismo, el físico médico es responsable de investigar todo incidente relacionado a fallos de equipos, accidente, error u otro suceso insólito que pudiere ser causa de que un paciente sufra una exposición apreciablemente diferente a la prevista.

## Registros

El físico médico elabora los documentos y mantiene los registros de sus áreas de trabajo, requeridos por las autoridades reguladoras competentes.

Es interesante percatarse que siendo tan importante el rol del Especialista en Física Médica en el ámbito de Medicina Nuclear, y pese a estar definidas esas tareas en el marco regulatorio, la responsabilidad es solo nominal, pues no tiene la potestad para ejercer esas funciones; es el médico con el Permiso Habilitante de la Autoridad Regulatoria Nuclear quien se considera responsable del servicio. Aquí no se intenta en lo más mínimo innovar una crítica con ribetes corporativos; no es una competencia entre el físico y el médico. Se trata de entender y seguir insistiendo en que el actual desarrollo tecnológico que involucra radiaciones ionizantes es de tal magnitud, que su control excede ampliamente la formación del médico especialista en Medicina Nuclear. Sobre ello se volverá a lo largo del libro.

En los siguientes capítulos se abordará también muchos temas que a simple vista resultan obvios o reiterativos. Al fin y al cabo, está muy estudiado el tema de los blindajes necesarios, los diferentes materiales, los espesores, las distancias a la fuente, etc. De lo que se tratará es de incitar por un lado a verificar si esas prevenciones teóricas se cumplen; por otro lado, se pretende que a partir de ese conocimiento, se tenga una percepción real de a cuánto se expone un operador, que consecuencias

podría tener en su salud, y de allí que medidas prácticas encarar. Los conceptos de Dosimetría se plantean con el mismo criterio.

A lo largo del texto se habla muchas veces del técnico, como sinónimo de operador; el individuo que lleva a cabo el estudio, puede ser tanto el técnico como el médico, quienes deben poseer el Permiso Habilitante para manipular fuentes abiertas otorgado por la Autoridad Regulatoria. Es cierto que en nuestro medio, pese a ser el médico el responsable, la costumbre ha impuesto que sea el técnico quien habitualmente lleva a cabo muchas de las tareas.

# CAPÍTULO 2

## Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes

La radiación ionizante ya estaba presente antes del inicio de la humanidad. Forma parte de nuestra vida cotidiana desde siempre, y es un agente natural con el que convivimos. Además, el ser humano ha tratado por todos los medios de encontrarle un uso beneficioso a las radiaciones; llegó incluso a estar incluida en elementos insospechados de ser dañinos, por ejemplo: juguetes, pastas dentales, etc.

A riesgo de insistir en algo obvio, nos permitimos recalcar que al emplear las radiaciones ionizantes en el ámbito de medicina nuclear, se presentan dos contextos. Cuando se emplean para un estudio diagnóstico, el efecto biológico intenta evitarse al máximo, pues lo que se usufructúa es la posibilidad de la radiación de ser detectada a la distancia, no su efecto sobre los tejidos. Cuando se destinan a una radioterapia metabólica, parte del efecto biológico es lo que intentamos aprovechar.

A lo largo de este capítulo explicaremos más detalladamente los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes con el trabajo en un servicio de Medicina Nuclear y los riesgos asociados a los distintos tipos de exposiciones.

### Clasificación de la radiación

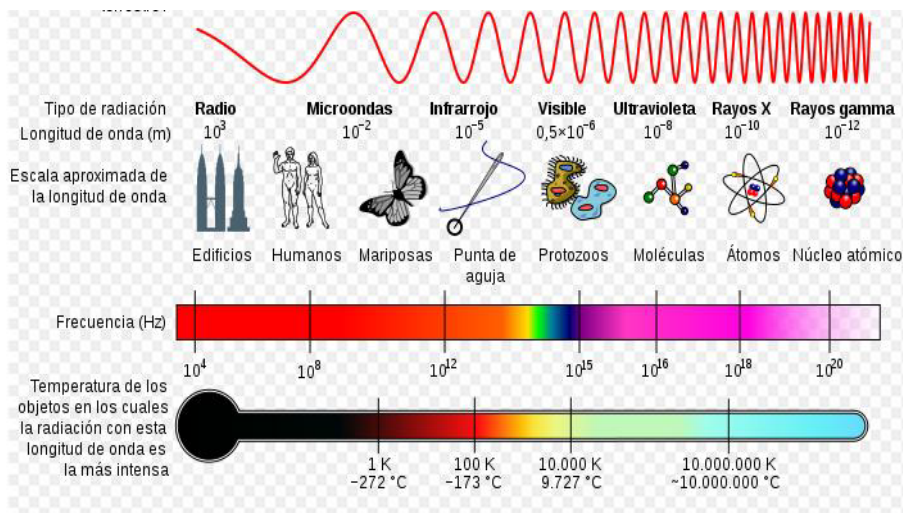
Las radiaciones se clasifican según su energía.

La energía que transporta la radiación electromagnética, se propaga a través del espacio en forma de ondas. Estas ondas se caracterizan por 3 parámetros:

- LONGITUD DE ONDA: distancia entre dos crestas sucesivas. Tiene unidades de longitud.
- FRECUENCIA: número de veces que oscila una onda en un segundo.
- ENERGÍA: depende de los parámetros anteriores.

Como vemos en la imagen del espectro electromagnético, cuando las crestas de la onda están separadas (alta longitud de onda), hay menos oscilaciones por segundo. Esto caracteriza a las radiaciones de *baja energía*.

Por el contrario, cuando las crestas están muy juntas (baja longitud de onda) la onda oscila muchas veces en un segundo (*alta frecuencia*). Este tipo de radiaciones tienen alta energía.



Espectro electromagnético

Entonces de acuerdo al PODER ENERGÉTICO clasificamos a las radiaciones en **NO IONIZANTES** e **IONIZANTES**.

Las radiaciones **NO IONIZANTES** van desde el ultravioleta hacia la izquierda del espectro. Se caracterizan por tener baja frecuencia y alta longitud de onda. Son radiaciones de baja energía.

Las radiaciones **IONIZANTES**, rayos X y rayos gamma, se caracterizan por ser altamente energéticas y tener baja longitud de onda y alta frecuencia. Estas son las radiaciones con las que trabajamos diariamente, tanto los que nos dedicamos a Medicina Nuclear como aquellos que se dedican a radioterapia, lo que cambia, obviamente, es la energía de la radiación.

A partir de esta clasificación de acuerdo a la capacidad IONIZANTE de las radiaciones surge la siguiente pregunta: *¿qué significa ionizar?*

La ionización es la acción de arrancar electrones de los átomos. Recordando nuestra formación en química básica podemos decir que un átomo está formado por tres elementos: los protones y neutrones, que constituyen el núcleo, y los electrones. El número de protones en un núcleo define al **ELEMENTO**. Por ejemplo: el hidrógeno tiene un protón, el helio cuenta con 2 protones y el flúor tiene 8 protones. En un átomo neutro, el número de protones es igual al número de electrones. De diferir, se dice que el átomo está IONIZADO. El número de neutrones difiere o no de los protones y ayudan a mantener la estabilidad del núcleo. Cuando **UN MISMO ELEMENTO** (que se caracteriza como se dijo mas arriba por el número de protones) muestra variedades con distinto número de neutrones, las distintas variantes del mismo, se llaman ISÓTOPOS.

Es importante darse cuenta que la radiactividad es un proceso natural causado por cambios en los núcleos inestables. El hombre no inventa ni crea las radiaciones, simplemente recrea las



condiciones donde se manifiesta. La naturaleza es “vaga”, siempre busca el estado de menor energía. Cuando un núcleo es inestable, significa que tiene una energía mayor a la normal, entonces se desprende de ella emitiendo distintos tipos de radiación.

Estos tipos de radiación, emitidas por el núcleo del átomo, son:

- *Radiación electromagnética (EM)*: comprende todo el espectro electromagnético, pero corresponden a esta categoría los rayos X y los rayos Gamma. Se comportan como ondas o como partículas (fotones) à Principio de dualidad onda - partícula
- *Radiación corpuscular (partículas alfa, beta y neutrones)*: provienen de la transformación del núcleo atómico. A diferencia de la radiación electromagnética, tienen masa.

Los distintos tipos de radiaciones tienen un alcance diferente en la materia.

Mientras que las partículas alfa de 1 MeV pierden toda su energía al atravesar 4  $\mu\text{m}$  de tejido biológico, las partículas beta de la misma energía necesitan 4 mm de espesor para perder su energía, es decir mil veces más espesor que alfa.

La radiación gamma en tanto es la más penetrante, y es necesario un espesor de 0,65 m para que pierdan toda su energía; recordar que nos estamos refiriendo a la penetración en tejidos biológicos.

La ionización de un material puede conducir a la alteración de sus propiedades. Si nos imaginamos que el medio material es un medio biológico, y que este medio orgánico es alcanzado por un haz de radiación ionizante, puede suceder que de esta interacción se produzcan alteraciones en la función biológica.

Estas alteraciones pueden desembocar en: muerte celular, inhibición del crecimiento celular o mutación de células.

## Tipos de efectos biológicos

Como dijimos anteriormente, al interactuar la radiación con la materia, en particular con los tejidos biológicos que constituyen el cuerpo humano, pueden suceder en líneas generales, dos cosas:

- Que el daño sea reparado y no haya efecto.
- Que el daño no pueda ser reparado y se produzca la muerte de la célula o una alteración en la información que esa célula lleva (ADN) y la misma quede modificada.

Si lo que se produce es la *muerte celular*, esto dará lugar al daño del órgano afectado y finalmente a la muerte del organismo. Estos son los llamados efectos **DETERMINÍSTICOS**.

Si por el contrario, la célula no muere pero sobrevive con una *modificación*, pueden suceder dos cosas:

- si la célula afectada es una *célula somática*, el efecto a largo plazo podría ser el desarrollo de un cáncer o la aparición de leucemia en el individuo que es directamente afectado por la radiación.
- si la célula afectada es una *célula germinal* (óvulos o espermatozoides), los efectos que se produzcan serán hereditarios y afectarán a la descendencia del individuo. A este tipo de efectos se los denomina **ESTOCÁSTICOS**.

Debemos dejar en claro que no necesariamente un efecto determinístico tendrá un resultado negativo en el individuo, todo depende de cómo haya sido la exposición y de qué tejido sea el afectado.

Pensemos por ejemplo en los tratamientos de radioterapia. Los efectos buscados en las células tumorales son los efectos determinísticos, nosotros queremos que se produzca la muerte de las células tumorales.

Por otro lado, este tipo de efectos son los que se observan en los accidentes radiológicos, en los que los individuos están expuestos, accidentalmente, a dosis muy altas de radiación.

En cambio, los efectos estocásticos, se producen a dosis bajas de radiación y están asociados a la práctica diaria del personal que trabaja con radiaciones ionizantes.

## **Efectos biológicos determinísticos**

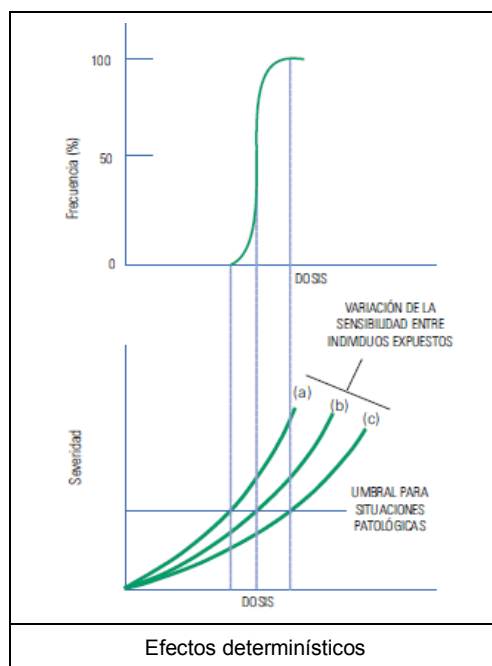
Este tipo de efecto se producen como consecuencia de la *sobreexposición externa o interna*, aguda (instantánea) o prolongada sobre todo o parte del cuerpo. Tienen lugar cuando el nivel de daño que se produce es tal que provoca la muerte de una cantidad de células que no puede ser compensada por la formación de nuevas células.

Se caracterizan por tener un *umbral de dosis*, es decir, hay un nivel por encima del cual es 100% seguro que se produzca un daño.

Además son específicos para los distintos tipos de tejido. Una dosis determinada en piel, no tendrá el mismo resultado que si esa misma dosis se recibe en otro órgano. Esto está relacionado con la *radiosensibilidad* de los tejidos.

Se caracterizan porque la *severidad del daño producido* depende de la dosis recibida. Cuanto mayor sea la dosis recibida, más grave va a ser el efecto.

Como se observa en la siguiente figura, el 100% de frecuencia de un efecto determinístico se alcanza con una dosis suficiente como para alcanzar el umbral de severidad en toda la población. La dosis umbral se define como la cantidad de radiación necesaria para provocar el efecto en por lo menos el 1-5% de los individuos expuestos.



Si como consecuencia de la irradiación se produce un daño muy severo, la célula morirá. Si el número de células que muere es pequeño, no habrá consecuencias ya que nuestro cuerpo tiene capacidad para reponer estas células.

Sin embargo, si el número de células que muere en un tejido u órgano como consecuencia de la irradiación es alto, se producirá un efecto perjudicial, que dependerá del tejido u órgano mayormente afectado por la radiación.

Estos efectos se producen tras exposiciones a dosis altas de radiación y se conocen con el nombre de *reacciones tisulares* o *efectos deterministas*. El umbral para efectos deterministas es de 1 Gy (Gray). Una dosis de esta magnitud solamente se puede dar en el caso de un accidente radiológico.

Los ejemplos más comunes de efectos determinísticos son alopecia, cataratas, quemaduras, esterilidad, diarrea, entre otros.

Un caso particular de efecto determinístico es el denominado Síndrome Agudo de Radiación (SAR) que se produce cuando la exposición es aguda y en todo el cuerpo. Evoluciona clínicamente de 3 formas: hemopoyética, para dosis comprendidas entre 1-10 Gy; gastrointestinal cuando la dosis recibida está en el rango entre 10 y 50 Gy y neurológica, que se produce cuando la dosis es mayor a 50 Gy. Cada una de estos tipos de evolución comprende a su vez cuatro etapas: prodromal, de latencia, crítica o de estado y recuperación o muerte.

Este tipo de efectos suelen revertir si la exposición a la radiación se suspende por unos días. Por ejemplo, supongamos que una paciente debe realizarse un tratamiento de radioterapia para cáncer de mama. Esta paciente después de la segunda dosis comienza a observar que la piel de la mama se enrojece y que a medida que continúan las sesiones el enrojecimiento empeora. Sin dudas que debería comunicar esto a su médico quien, en función del grado de severidad de esta dermatitis determinará o no si la paciente continúa con el tratamiento o lo suspende por unos días.

## Efectos estocásticos

Dijimos anteriormente que no siempre la exposición a radiación produce la muerte de la célula.

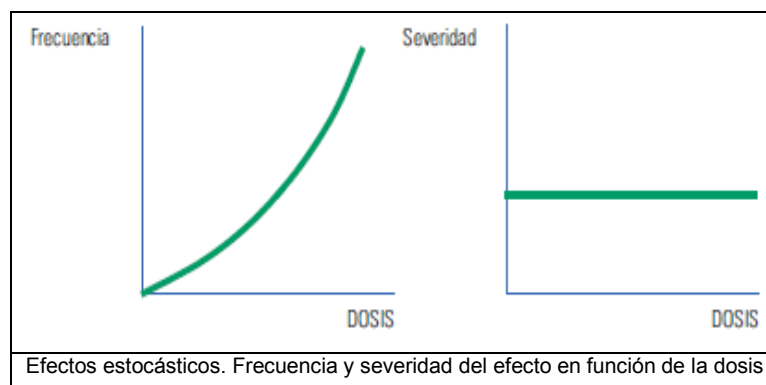
A dosis bajas, el daño producido es más leve y regularmente implica una alteración en la molécula de ADN; esto es lo que se conoce como *mutación genética*. Determinadas mutaciones pueden favorecer el desarrollo de un cáncer o de enfermedades genéticas heredables (es decir, que se pondrían de manifiesto en la descendencia de la persona irradiada y no en el individuo expuesto).

Estos efectos, denominados ESTOCÁSTICOS, se producen tras la exposición a dosis bajas de radiación y, lo que es muy importante, son de naturaleza *probabilística* (de ahí el término estocástico que quiere decir aleatorio). Esto implica que al aumentar la dosis de radiación recibida no aumenta la gravedad del efecto, sino la probabilidad de que dicho efecto ocurra.

Por ejemplo, si pensamos en el desarrollo de un cáncer, una dosis mayor haría que exista mayor probabilidad de que se desarrolle, pero no implica que el cáncer vaya a ser más grave.

*¿Y si la dosis recibida es muy pero muy baja?*

Cualquier dosis tiene asociado el riesgo de que aparezca un efecto estocástico. No sólo eso, si llega a aparecer el efecto estocástico, es tan severo como si hubiese sido “disparado” con altas dosis de radiación.



## Efectos estocásticos somáticos

Los *efectos estocásticos SOMÁTICOS* entonces, se producen cuando una célula somática es afectada, y el daño, si aparece, se produce en el individuo que recibió la dosis de radiación.

*Se estima que la probabilidad de tener cáncer en los EEUU asciende a un 20% en trabajadores no expuestos a radiación y a un 21% para personas que trabajan regularmente con radiaciones.*

Esto quiere decir que no hay información contundente que evidencie que si un trabajador

expuesto a las radiaciones ionizantes, supongamos por ejemplo un técnico en Medicina Nuclear, desarrolla un cáncer durante o después de su vida laboral, esté cáncer se debe inequívocamente a su trabajo con radiaciones. No hay manera de probar este punto. Para hacerlo deberíamos tener un individuo carente de información genética heredada, sin ninguna alteración de base y sin ninguna alteración genética durante su vida, básicamente un individuo aislado del universo.

Siempre la discusión es la misma: “es fácil, *agarrás* un grupo control, de personas con trabajos “comunes” y otro grupo de trabajadores expuestos a radiaciones, si éstos últimos desarrollan un cáncer, entonces la respuesta es obvia”.

La respuesta a este planteo por nuestra parte es siempre la misma: “¿cómo sabemos que los padres, los abuelos, los tatarabuelos de tus individuos con cáncer no le heredaron ninguna mutación al individuo afectado?”.

### **Efectos estocásticos hereditarios**

En este caso las células afectadas del individuo expuesto son los óvulos o los espermatozoides. Estas mutaciones se manifestarán en la generación siguiente, que heredará la mutación y la tendrá prácticamente en todas las células de su organismo. El seguimiento a los descendientes de los sobrevivientes de las bombas atómicas en relación con la mortalidad y la incidencia de cáncer no permiten evidenciar un exceso de enfermedades heredables asociado con la radiación. Sin embargo, distintos experimentos con animales de laboratorio proporcionan evidencias suficientes como para seguir estimulando la investigación de este tipo de efectos.

Debe quedar muy clara la diferencia entre un efecto estocástico hereditario y la irradiación in útero del embrión. Este último caso cobra importancia en nuestra vida cotidiana en el caso de las trabajadoras embarazadas. Desarrollaremos este tema en la siguiente sección.

### **Efectos en el embrión**

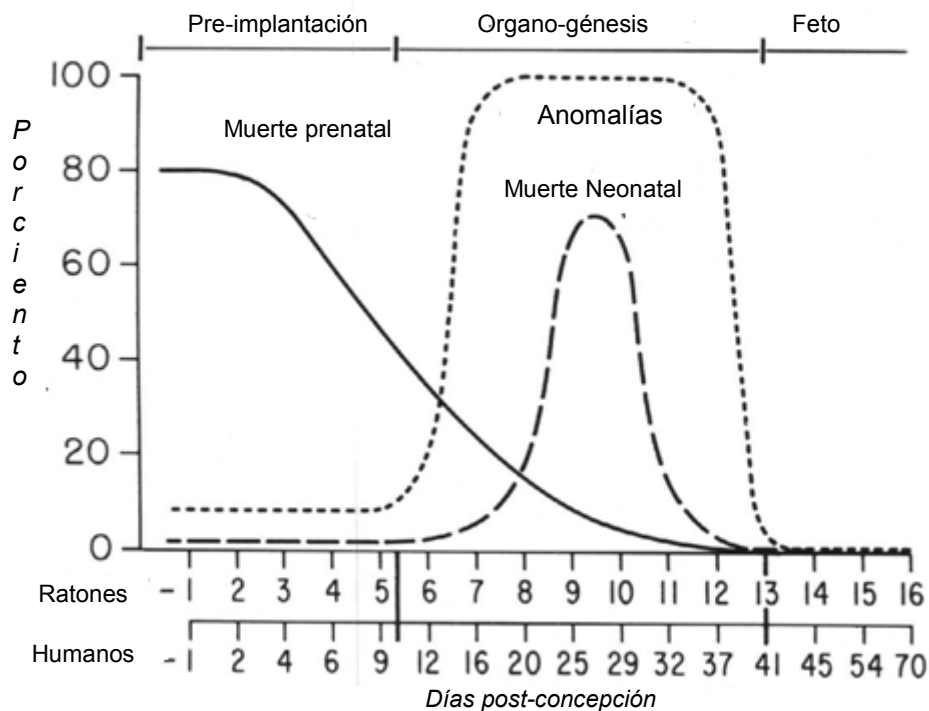
La publicación 84 del ICRP es una de las fuentes de consulta acerca del embarazo y la irradiación médica, tanto para pacientes como para trabajadoras embarazadas. Esta publicación es clara respecto de las dosis recibidas, el estadio del embarazo y el efecto observado.

La implantación se produce dentro de los 10 primeros días desde la concepción. Los estudios realizados permiten concluir que si dentro de estos 10 días se produce una exposición a una dosis alta de radiación, puede producirse una falla en la implantación. Si la dosis recibida es baja puede no tener ningún efecto observable. Se dice que en este período el efecto es de “todo o nada”, o el embarazo progresa o se produce un aborto espontáneo. En esta etapa el embrión sólo está formado por células que no son especializadas. Si la irradiación ocasiona que se dañen una gran cantidad de células, el embrión será reabsorbido. Si mueren solamente algunas células, las células pluripotentes que no hayan sido afectadas van a reemplazar a aquellas células muertas.

La etapa posterior, comprendida por el desarrollo de los órganos del embrión (organogénesis)

comienza entre la tercera y quinta semana luego de la implantación, es la etapa más radiosensible. Estudios en animales permitieron obtener evidencia de una dosis umbral de 100 mGy para la inducción de malformaciones, esto permite descartar los riesgos de malformación para exposiciones in útero a dosis bajas.

El estudio en los sobrevivientes de las bombas atómicas permitió determinar un umbral de 300 mGy (por lo menos) para la inducción de retraso mental severo en el período prenatal comprendido entre las semanas 8 y 15. En los estadíos más avanzados de embarazo no se observan efectos en el embrión por ser la etapa menos radiosensible.



Se observa la incidencia de anomalías y de muerte prenatal o neonatal en ratones que recibieron dosis de 200R a diferentes días post-fertilización. La escala inferior muestra la correspondencia con la edad gestacional humana.

## Epidemiología de los riesgos de cáncer

Los estudios epidemiológicos suponen observar la frecuencia y la distribución de una enfermedad dada en un grupo de población definido y durante un periodo de tiempo determinado, analizando los casos que se presentan o la mortalidad a la que ha dado lugar, así como los factores que influyen en su desarrollo.

Los estudios epidemiológicos de los riesgos de cáncer surgen del seguimiento realizado a los sobrevivientes de la bomba atómica de Hiroshima y Nagasaki. Estos estudios se denominan *Life Span Study* (estudio a lo largo de toda la vida) y permitieron demostrar que el 60% de las 86.572

personas (cohorte epidemiológica) en las que se obtuvieron estimaciones individualizadas, estuvieron expuestas a dosis de 5 mSv como mínimo. A dosis más bajas, por debajo de 5 mSv, no se observó una evidencia directa de los efectos de la radiación. A partir de 5 mSv el incremento de tumores sólidos y leucemias es estadísticamente significativo y guarda relación con la dosis recibida. Es importante observar que en el grupo de individuos que estuvieron expuestos a dosis bajas, en el rango de interés directo para la radioprotección también se constata un exceso significativo de cánceres. Por otro lado, se hallaron efectos de la radiación en incrementos de la mortalidad a causa de patologías no cancerígenas, observándose un aumento estadísticamente significativo en la incidencia de enfermedades cardíacas, accidentes vasculares cerebrales, enfermedades digestivas y respiratorias y del sistema hematopoyético. Además, se demostró la existencia de una relación dosis-respuesta estadísticamente significativa respecto a la mortalidad por enfermedades no neoplásicas. Respecto a los efectos tardíos más relevantes de la radiación de las bombas atómicas, cabe resaltar las anomalías tanto funcionales como cualitativas en las células linfocitarias T y B en los supervivientes expuestos a dosis elevadas iguales o mayores a 1,0 Gy.

## Referencias

La figura del embarazo la saque de

Hall E. (2012) Radiobiology for the radiologist. Philadelphia. Wolters Kluwer Health/Lippincott Williams & Wilkins.

Rodriguez Farré E. (2008), Casi todo lo que usted desea saber sobre los efectos de la industria nuclear en la salud y el medio ambiente. Capítulo 12. Barcelona. El Viejo Topo.

**Manual cadime**

**Manual ARN**

# CAPÍTULO 3

## Magnitudes Dosimétricas

### Introducción

Entender los mecanismos de interacción de la radiación, ya sea electromagnética o de partículas, con la materia es empezar a comprender los efectos que provoca. Más aún en el caso especial en dónde el objeto de interacción es el organismo de una persona.

Una parte importante del análisis es la cuantificación. Para cuantificar primero debemos saber qué magnitudes vamos a medir y en qué unidades vamos a hacerlo.

Las radiaciones y sus mecanismos de interacción son variados, por lo que no sería útil asignarles a todos los procesos la misma magnitud.

Este capítulo empezara desarrollando las magnitudes que describen el campo de radiación, luego las magnitudes que describen la interacción en sí misma y finalmente las magnitudes dosimétricas.

De ellas se desprenderán aquellas magnitudes empleadas para la radioprotección. Es justamente en este punto del análisis que se sugiere al lector o lectora que se pregunte cómo haría para medir estas magnitudes.

### Primeramente conviene recordar algunos conceptos:

<b>Magnitud física</b>	Caracterización de un fenómeno físico en términos matemáticos que son adecuados para su especificación numérica.
<b>Ionización, excitación</b>	La primera sucede cuando uno o más electrones son liberados de átomos, moléculas o cualquier otro estado ligado en que se encuentren. Si la energía impartida al electrón no es suficiente para arrancarlo del átomo, pero alcanza para que adquiera un estado de mayor energía, se dice que se ha producido un proceso de excitación.
<b>Radiación directamente ionizante</b>	Partículas cargadas eléctricamente tales como electrones, protones, deuterones y partículas alfa.
<b>Radiación indirectamente ionizante</b>	Partículas sin carga eléctrica, típicamente fotones y neutrones



<b>Evento de deposición de energía</b>	Evento en el cual una partícula ionizante o el grupo de partículas ionizantes asociadas (secundarias a ella), imparten energía en un volumen dado de materia.
<b>Punto/volumen de interés</b>	Es el volumen elemental de material expuesto a la radiación en el que se mide una dada magnitud.

## Magnitudes de campo y de interacción

Las *magnitudes de campo* son esencialmente expresiones simples que describen el campo de radiación. Tienen en cuenta las variaciones en la cantidad de partículas y en la energía del campo de radiación, sin considerar la masa en reposo.

Las magnitudes de campo son la base de expresiones más complejas que derivan en la descripción de las interacciones.

Definamos entonces un hipotético punto de interés y llamemos  $N$  al número de partículas y  $R$  a sus energías. Luego:

### → Flujo de Partículas

$$\dot{N} = \frac{dN}{dt} \quad [s^{-1}]$$

### → Fluencia de partículas

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad [m^{-2}]$$

$dN$  es el número de partículas incidentes sobre una esfera de volumen elemental de sección  $da$ . Está definido de tal forma que la dirección de incidencia debe ser perpendicular a  $da$ .

### → Tasa de fluencia de partículas

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} = \frac{d^2N}{da \cdot dt} \quad [s^{-1}m^{-2}]$$

### → Flujo de energía

$$\dot{R} = \frac{dR}{dt} \quad [W = J \cdot s^{-1}]$$

### → Fluencia de energía

$$\psi = \frac{dR}{da} \quad [J \cdot m^{-2}]$$

De manera similar al caso d es la fluencia de partículas, se considera una esfera de volumen elemental y sección  $da$ . La dirección de incidencia debe ser perpendicular a  $da$ .

➔ Tasa de fluencia de energía

$$\dot{\psi} = \frac{d\psi}{dt} = \frac{d^2R}{da \cdot dt} \quad [\text{J} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$$

La caracterización de la interacción de la radiación con la materia se da en términos de coeficientes. Dichos coeficientes tienen en consideración el tipo de radiación, la energía, el N° atómico del material y la clase de interacción.

Muchos de estos coeficientes ya son familiares para el lector o lectora pero vale la pena recordarlos brevemente. Son las denominadas *magnitudes de interacción*:

➔ Sección eficaz

Es el cociente entre la probabilidad P de interacción por blanco (átomo) y la fluencia de partículas  $\Phi$  para una porción de materia que actúa como blanco frente a la radiación.

$$\sigma = \frac{P}{\Phi} \quad 1 \text{ barn} = 10^{-28} \text{ m}^2$$

➔ Coeficiente de atenuación Másico

Es la fracción de partículas sin carga que experimentan interacciones al atravesar una distancia elemental  $dl$  en un material de densidad  $\rho$ .

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{dN}{N\rho dl} \quad [\text{m}^2 \text{ g}^{-1}]$$

➔ Coeficiente de transferencia másico de energía

Es la fracción de energía de las partículas incidentes no cargadas que es transferida como energía cinética inicial de partículas cargadas, por interacciones al atravesar una distancia  $dl$ , en un material de densidad  $\rho$ .

$$\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{dE_{tr}}{E\rho Ndl} \quad [\text{m}^2 \text{ g}^{-1}]$$

➔ Coeficiente de absorción másico de energía

Es el producto entre el coeficiente de transferencia másico de energía por  $(1-g)$  siendo  $g$  la fracción de la energía de las partículas secundarias que es perdida como radiación de frenado en el material.

$$\frac{\mu_{en}}{\rho} = \frac{\mu_{tr}}{\rho} (1 - g) \quad [m^2 g^{-1}]$$

→ Poder frenador másico

Es la energía perdida dE por una partícula cargada al atravesar una distancia elemental dl en un material.

$$\frac{S}{\rho} = \frac{1}{\rho} \frac{dE}{dl} \quad [J \cdot m^2 Kg^{-1}]$$

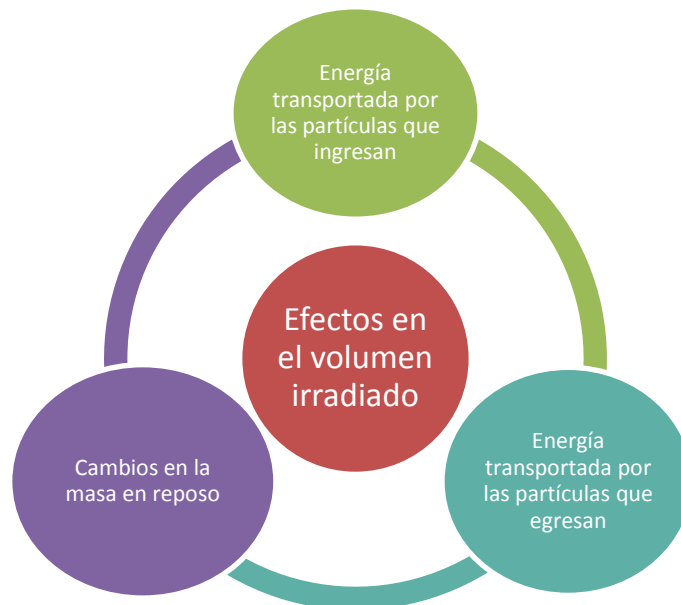
## Magnitudes dosimétricas y de protección

El desafío de nuestro análisis es poder relacionar la cuantificación de una magnitud con un efecto, en este caso los efectos que producen las radiaciones ionizantes.

Son las magnitudes dosimétricas las que posibilitan la relación y se obtienen básicamente del producto entre:

### *Magnitudes de Campo x Magnitudes de Interacción*

La deposición de energía, en un determinado volumen de material con el que interactúa la radiación incidente, es de carácter probabilístico. La relación entre la energía depositada y el efecto que provoca viene dada por:



Esta relación o balance es lo que llamamos *Energía Impartida* y se define formalmente como:

$$\mathcal{E} = \sum \mathcal{E}_{in} - \sum \mathcal{E}_{out} + \sum Q \quad [J]$$

$\sum \varepsilon_{in}$  = Energías (excepto energías de masas en reposo) de sucesos directa o indirectamente ionizantes que hayan entrado al volumen considerado

$\sum \varepsilon_{out}$  = Energías (excepto energías de masas en reposo) de sucesos directa o indirectamente ionizantes que hayan salido del volumen considerado

$\sum Q$  = Energías equivalentes a las masas en reposo generadas o destruidas durante sucesos dentro del volumen.

## LA MAGNITUD FÍSICA FUNDAMENTAL ES LA DOSIS ABSORBIDA

Se define como el cociente entre  $d\bar{\varepsilon}$  y  $dm$ , donde  $d\bar{\varepsilon}$  la *energía impartida media* por la radiación ionizante a una masa  $dm$  de materia:

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm} \quad [\text{J/Kg} \rightarrow \text{GRAY (Gy)}]$$

Consideremos la siguiente figura 3.1 y supongamos que un campo de radiación incide sobre una masa  $dm$ :

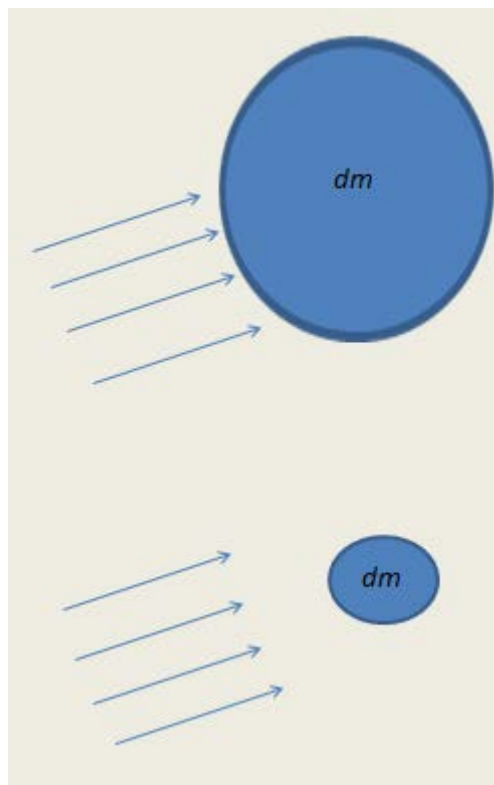


Fig. 3.1: Campo de radiación incidente en una masa  $dm$ .

Tomemos el cociente  $\frac{\epsilon}{m}$  y analicemos sus variaciones con la masa:

- Si la masa es grande «equivale» a que el campo de radiación *no es uniforme* dentro de esa masa, el cociente se incrementará a medida que la masa se reduce.
- Si continúa reduciéndose, se llega a una región de valores de masa, en la que el campo es suficientemente *uniforme* a través de todo el volumen irradiado. Luego, el cociente es constante.

Es en este último caso en donde es válida la definición de Dosis Absorbida.

- Si continuamos reduciendo la masa, el cociente diverge, pudiendo oscilar a medida que se reduce la masa. El cociente tomará el valor cero o uno muy grande.

La dosis Absorbida se define para cualquier tipo de radiación ionizante y para cualquier material.

Si consideramos su variación temporal:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad [\text{Gy/s}]$$

Se puede tener cuenta también su variación espacial calculando su gradiente.

*Kerma (Kinetic Energy Release in Matter)*

El kerma se define como la suma de las energías cinéticas iniciales de todas las partículas ionizantes cargadas, liberadas por partículas ionizantes sin carga, en una masa  $dm$ , es decir:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad [\text{J/Kg} \rightarrow \text{GRAY (Gy)}]$$

Se sugiere prestar especial atención a la unidad, ya que es igual a la unidad de Dosis Absorbida. No obstante, esta asignación no implica que dichas magnitudes signifiquen lo mismo.

## Equilibrio Electrónico

Simplificando el análisis de la interacción de la radiación con la materia, podemos afirmar que en el caso de la radiación indirectamente ionizante (rayos X y  $\gamma$ , neutrones) dicha interacción se produce en dos etapas:

- Transferencia de la energía a las partículas secundarias cargadas;
- Las partículas secundarias cargadas entregan su energía a la materia.

Supongamos un volumen de masa  $dm$ :

Una fracción de las partículas cargadas generadas saldrá del volumen  $dm$ . Por lo tanto su contribución a la dosis absorbida en ese volumen es nula.

Esta situación se compensa con el ingreso de partículas cargadas a  $dm$  provenientes del exterior del volumen. Es en esta situación donde se maximiza la dosis absorbida por  $dm$  y se denomina *equilibrio electrónico*. Por supuesto, esta situación no siempre sucede. El balance entre la energía que entra al volumen y la que sale del mismo no siempre es la regla. Vale agregar que lo importante no es la cantidad de partículas que entren o salgan de volumen, importa la energía.

En condición de equilibrio electrónico el coeficiente de absorción másico de energía es igual al coeficiente de transferencia másico de energía, es decir  $\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{\mu_{en}}{\rho}$ .

Esta igual es más que relevante porque implica que el Kerma es numéricamente igual a la dosis absorbida.

## Magnitudes de protección

Las recomendaciones del ICRP (ICRP, 2007) con respecto a las magnitudes utilizadas en protección radiológica expresa:

*... "Para la evaluación de la dosis de exposición a la radiación se han desarrollado magnitudes dosimétricas especiales. Las magnitudes de protección fundamentales adoptadas por la Comisión están basadas en la medición de la energía depositada en órganos y tejidos del cuerpo humano. Para relacionar la dosis de radiación al riesgo de la misma (el detrimento), también es necesario tener en cuenta tanto las variaciones en la eficacia biológica de las radiaciones de diferente calidad, así como la diferencia en la sensibilidad de órganos y tejidos a la radiación ionizante"...*

Este párrafo nos dice que no sólo necesitamos la dosis absorbida, sino que además tenemos que tener en cuenta el tipo de radiación (calidad de la radiación) y la radiosensibilidad de los órganos y tejidos.

Ahora bien, en este punto sería interesante preguntarse en qué situaciones de exposición voy a necesitar estas consideraciones para cuantificar las consecuencias de la exposición.

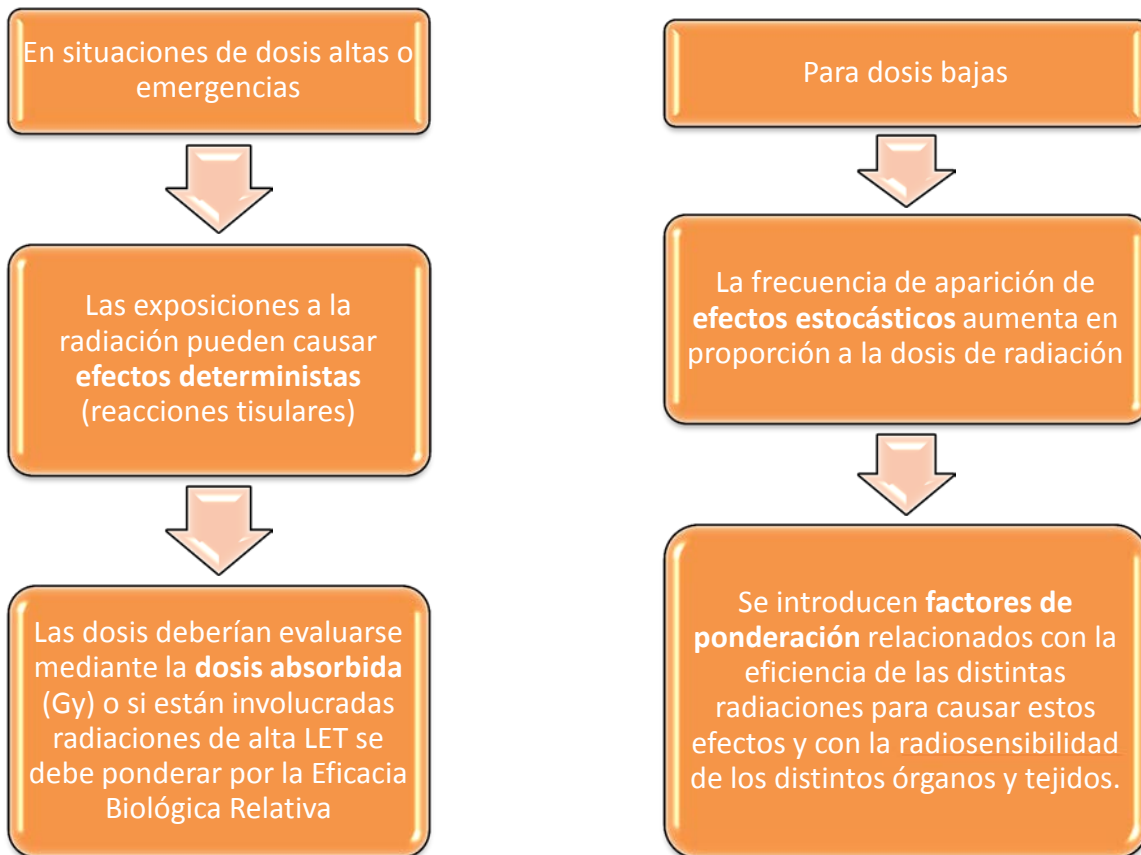
Podríamos empezar distinguiendo dos situaciones:

- Situaciones de dosis bajas;
- Situaciones de dosis altas.

En el primer caso, la protección radiológica está principalmente interesada en la protección contra el cáncer y las enfermedades heredables inducidos por la radiación, los llamados efectos estocásticos.

En el segundo caso, a dosis elevadas y sobre todo en situaciones de emergencia, las exposiciones a la radiación pueden causar efectos deterministas (también llamadas reacciones tisulares).

El enfoque se puede resumir como se describe en el siguiente esquema



Recordemos

## LA MAGNITUD FÍSICA FUNDAMENTAL ES LA DOSIS ABSORBIDA

En el rango de dosis bajas la protección radiológica está principalmente interesada en la protección contra los efectos estocásticos, es decir, contra el cáncer y los efectos heredables inducidos por la radiación.

Los factores de ponderación recomendados en la definición de la *dosis efectiva* consideran las diferencias en la eficiencia de las distintas radiaciones para causar efectos estocásticos y contemplan las variaciones en la sensibilidad a la radiación de los distintos órganos y tejidos para la inducción de esos efectos.

Los factores de ponderación para las radiaciones son caracterizados por la transferencia lineal de energía alta o sea, radiaciones denominadas de alta LET y se calculan para la inducción de efectos estocásticos a dosis bajas.

Considerando la dosis absorbida en las aplicaciones relacionadas con la protección, promediamos la dosis sobre los volúmenes de tejido. Esta consideración supone que este promedio se corresponde de manera satisfactoria con el daño para ese tejido. Es así que se define la *dosis absorbida promedio* en la masa de un órgano específico, tejido o la región sensible de un tejido.

Ahora bien, para especificar los límites de dosis son utilizadas las magnitudes de protección, para **garantizar que la incidencia de efectos estocásticos a la salud se mantiene por debajo de niveles inaceptable** y que son **evitadas reacciones tisulares**.

La primera magnitud a definir es la **DOSIS EQUIVALENTE** y lo hacemos como la dosis absorbida promedio  $D_{T,R}$  en un órgano o tejido T debido a la radiación de tipo R:

$$H_T = \sum_R W_R D_{T,R} \quad [Siervet (Sv) = J/Kg]$$

Donde  $W_R$  es el factor de ponderación de la radiación R, adimensional. La suma se realiza para todos los tipos de radiación involucrados. Da cuenta de la calidad de la radiación. Pone de manifiesto que un tipo de radiación produce un daño distinto del que produciría un tipo diferente de radiación.

A continuación los valores de  $W_R$  :

Tipo de Radiación, R	Factor de ponderación $W_R$
<b>Fotones</b>	1
<b>Electrones y muones</b>	1
<b>Protones y piones</b>	2
<b>Partículas alfa, fragmentos de fisión, iones pesados</b>	20
<b>Neutrones</b>	Función continua de la energía del neutrón*

¿De dónde provienen los valores de  $W_R$  ?

Los valores de  $W_R$  fueron seleccionados a partir de un espectro amplio de datos experimentales de RBE que son relevantes a los efectos estocásticos. Los valores de RBE crecen hasta un máximo con la dosis de radiación decreciente.

Para los fines de la protección radiológica se han empleado valores máximos para la selección de los  $W_R$  y se les asignan valores fijos.

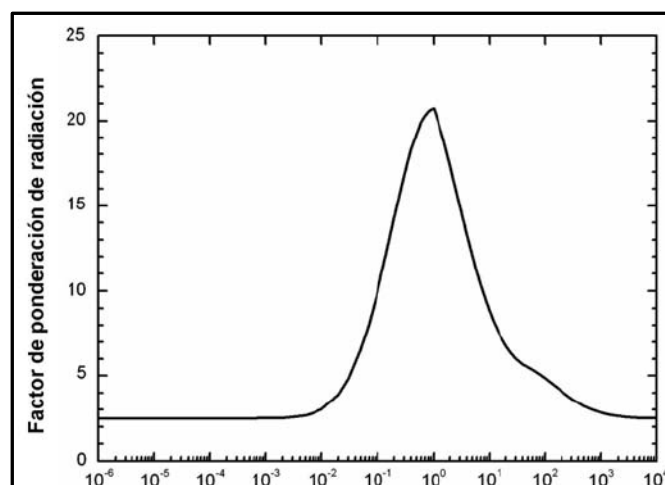


Fig 3.2: Factor de ponderación para neutrones en función de la energía de los neutrones.



La *DOSIS EFECTIVA* se define como la suma ponderada de las dosis equivalentes en los tejidos:

$$E = \sum_T W_T H_T = \sum_T W_T \sum_R W_R D_{T,R} \quad [Siervet (Sv) = J/Kg]$$

Donde  $W_T$  es el factor de ponderación de los tejidos, adimensional. La suma se efectúa en todos los tejidos del cuerpo humano sensibles a la inducción de efectos estocásticos. Estos valores del  $W_T$  se escogen para representar las contribuciones de órganos individuales y de tejidos al detrimento total de la radiación para efectos estocásticos. Estos factores representan valores medios para los seres humanos promediados para ambos sexos y todas las edades y por tanto *no se refieren a las características de individuos particulares*.

Aquí vale remarcar que la Dosis efectiva tiene las mismas unidades que la Dosis Equivalente, el Sievert, con lo cual es necesario prestar mucha atención a la magnitud con la que se trabaje.

A continuación, los valores de  $W_T$ :

Tejido	$w_T$	$\sum w_T$
<b>Medula ósea, colon, pulmón, estómago, mama, resto de los tejidos*</b>	0.12	0.72
<b>Gónadas</b>	0.08	0.08
<b>Vejiga, esófago, hígado, tiroides</b>	0.04	0.16
<b>Superficie del hueso, cerebro, glándulas salivales, piel</b>	0.01	0.04

$$\sum w_T = 1$$

¿Cuál es la utilidad de la Dosis Efectiva?

Los principales usos de la dosis efectiva en la protección radiológica tanto para trabajadores ocupacionalmente expuestos como miembros del público, en general son:

- La evaluación prospectiva de la dosis en la planificación y optimización de la protección;
- La evaluación retrospectiva de la dosis para demostrar cumplimiento de límites o para la comparación con las *restricciones de dosis* o los *niveles de referencia*.

La Dosis Efectiva se emplea para gestionar los riesgos de los efectos estocásticos en trabajadores y en el público. El uso de esta magnitud es inadecuado para la evaluación de efectos deterministas. En estos casos es necesario estimar la dosis absorbida y tener en cuenta la adecuada EBR como base para cualquier evaluación de efectos de la radiación.

## Incorporación y Dosis Efectiva Comprometida

La dosis efectiva debido a la incorporación de un radionucleído es evaluada en base a al cálculo de la *Incorporación*, aplicando los *coeficientes de dosis*. Existen coeficientes de dosis para un número considerable de radionucleidos, vías de incorporación, distinguiendo entre miembros del público de varias edades y para adultos ocupacionalmente expuestos. El cálculo de la incorporación será desarrollado en el capítulo de Dosimetría.

La necesidad de regular las exposiciones a los radionucleidos y la acumulación de la dosis de radiación durante períodos extensos de tiempo ha llevado a la definición de la magnitud *Dosis Comprometida*.

La dosis comprometida de un radionucleido incorporado es la dosis total que se espera será impartida dentro de un lapso de tiempo especificado. La dosis equivalente comprometida en un tejido T viene dada por:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} H_T(t) dt \quad [Siervet (Sv) = J/Kg]$$

Donde  $\tau$  es el tiempo de integración desde la incorporación en el tiempo  $t_0$ . Luego la Dosis Efectiva:

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau) \quad [Siervet (Sv) = J/Kg]$$

El período  $\tau$  es de 50 años. Es un valor redondeado considerado y se entiende como la expectativa de años de trabajo de una persona joven. Para miembros del público se recomienda en los adultos un período de 50 años. Para los bebés y niños, la dosis se evalúa hasta la edad de 70 años.

## Dosis Efectiva Colectiva

Esta magnitud tiene en cuenta la exposición de todos los individuos de un grupo durante un determinado lapso de tiempo o durante una operación ejecutada por este grupo. La dosis efectiva colectiva es calculada como la suma de todas las dosis efectivas individuales durante el lapso de tiempo o durante la operación en consideración. El nombre especial usado para la unidad es el *Sievert - persona*.

La dosis efectiva colectiva  $S$  debido a los valores de la dosis efectiva individual entre  $E_1$  y  $E_2$  está definido como:

$$S(E_1, E_2 \Delta T) = \int_{E_1}^{E_2} E \left( \frac{dN}{dE} \right) dE$$

donde  $\left( \frac{dN}{dE} \right) dE$  indica el número de individuos que están expuestos a una dosis efectiva entre  $E$  y  $E + dE$  dentro del lapso de tiempo " T.

La dosis efectiva colectiva es un instrumento para la optimización, para comparar tecnologías radiológicas y procedimientos de protección.

## Eficacia Biológica Relativa y Efectos Deterministas

Los efectos deterministas producidos por la exposición a radiaciones de alta LET son similares a los provocados por radiaciones de baja LET. Sin embargo, la frecuencia y severidad aumentan en el caso de radiaciones de alta LET.

La Eficacia Biológica Relativa (EBR) es una relación que tiene en consideración esta diferencia.

Se define como la relación entre la dosis absorbida de radiación de baja LET capaz de producir un efecto dado y la dosis absorbida de radiación de alta LET para el mismo efecto. La EBR para efectos deterministas depende la dosis absorbida y aumenta cuando disminuyen las dosis hasta un presunto valor máximo para un tipo de radiación y tejido/órgano dado.

Las magnitudes dosis equivalente y dosis efectiva no deberían usarse para cuantificar dosis altas de radiación. Tampoco es recomendable a la hora de tomar decisiones sobre la necesidad de un tratamiento relacionado con efectos deterministas. En estos casos, las dosis deberían evaluarse mediante:

- Dosis absorbida (en gray, Gy);
- Cuando están involucradas radiaciones de alta LET (ej., neutrones o partículas alfa) debería emplearse la dosis absorbida ponderada con un valor de RBE adecuado.

## Magnitudes operacionales

¿Puedo medir la Dosis Equivalente y la Dosis Efectiva?  
¿Son mensurables las Magnitudes de Protección?

La respuesta es no. No son medibles.

¿Cómo resolvemos este problema?

Para ellos utilizamos las Magnitudes Operacionales.

El objetivo de las Magnitudes Operacionales es proveer una estimación conservadora del valor de las magnitudes de la protección relacionadas a una exposición, o exposición potencial, de personas en la mayoría de las condiciones de irradiación.

Estas magnitudes, para la vigilancia radiológica de la exposición a la radiación de área o individuales fueron definidas por la International Commission Radiation Units and Measurements (ICRU). Las magnitudes operacionales para la vigilancia radiológica de área son:

- Equivalente de dosis ambiental,  $H^*(10)$ ;
-

Para la evaluación de la dosis efectiva, se elige:

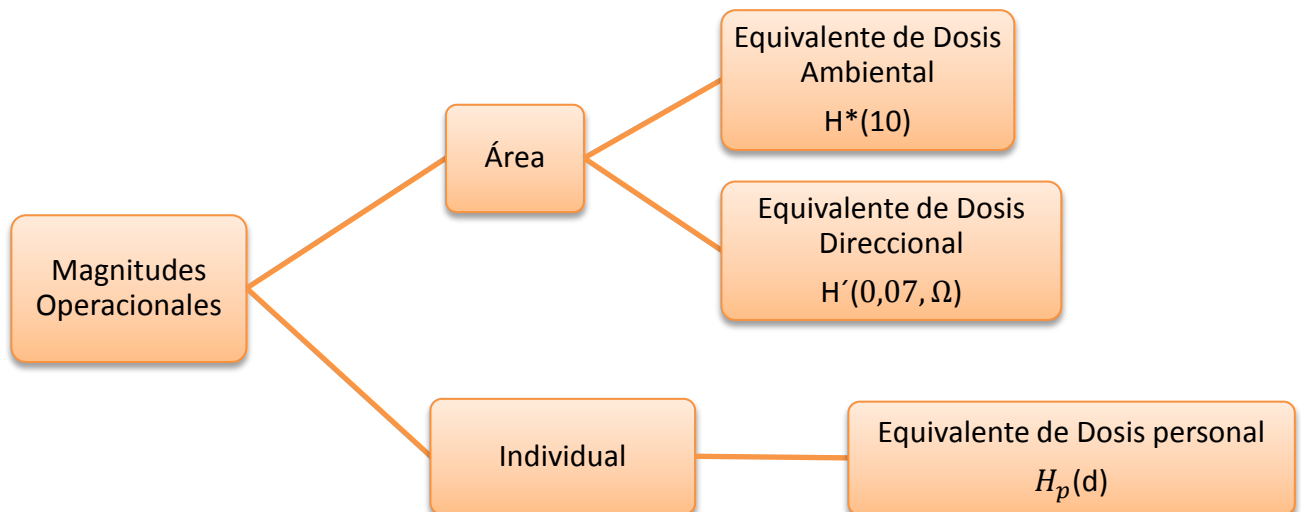
- $H_p(10)$  a una profundidad  $d = 10$  mm.

Para la evaluación de la dosis a la piel y a las manos/ pies se usa:

- $H_p(0,07)$ , a una profundidad  $d = 0,07$  mm.

Se ha propuesto una profundidad  $d = 3$  mm para el caso excepcional de la vigilancia radiológica de la dosis al cristalino.

No ha sido definida ninguna magnitud operacional para proveer una evaluación de la dosis equivalente o la dosis efectiva para la dosimetría interna. En general, se realizan diversas mediciones de los radionucleidos incorporados y se utilizan modelos biocinéticos para estimar la incorporación de radionucleidos.



# CAPÍTULO 4

## Fundamentos de radioprotección

El objetivo principal del sistema de protección radiológica es resguardar la salud humana y el medio ambiente de los efectos nocivos que derivan de la exposición a las radiaciones ionizantes, sin limitar indebidamente las acciones ventajosas sobre el ser humano que pueden estar asociadas a tal exposición. Vale entonces la siguiente reflexión: ¿sabemos cuáles son las fuentes de radiación ionizante? Sí. ¿Conocemos el efecto que la misma puede causar en un tejido biológico? Sí. ¿Debemos eliminar su uso? ¡No! Los más eficaces métodos de diagnóstico y tratamiento que se utilizan en la actualidad, y todos los beneficios que implican para la salud, serían impensables sin el empleo de las radiaciones ionizantes. Hasta los mismos efectos dañinos de la radiación pueden ser beneficiosos si los aplicamos, por ejemplo, para eliminar células malignas.

### Objetivos de la protección radiológica

Según lo visto en el capítulo 2 de este libro, los efectos *determinísticos* son aquellos que se producen debido a exposiciones a dosis altas de radiación, mientras que los efectos *estocásticos* imperan a dosis bajas. Como los efectos determinísticos tienen un valor umbral para su ocurrencia, podemos asegurar con 100% de certeza que si no superamos el umbral no vamos a observar ningún efecto. Dijimos que los efectos estocásticos no tienen umbral de dosis, y que cualquier exposición a la radiación, por pequeña que sea, tiene asociada una probabilidad de ocurrencia del efecto.

Estas consideraciones nos muestran que:

- Se pueda Evitar la ocurrencia de *efectos determinísticos*.
- Se pueda Disminuir la probabilidad de ocurrencia de *efectos estocásticos*.

Cada uno de estos puntos es adoptado como objetivos principales del sistema de protección radiológica por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, del inglés *International Commission on Radiological Protection*). Por supuesto las medidas de radioprotección tendrán que ver con el nivel de exposición del individuo, no contará con las mismas herramientas un técnico en Medicina Nuclear que trabaja diariamente con radiaciones que un médico que solamente se dedique

a informar los resultados de las imágenes adquiridas. De acuerdo a estas distinciones se definen los tipos de exposición a la radiación ionizante que serán explicados en la siguiente sección.

## **Tipos de exposición a la radiación**

### **Exposición ocupacional**

En las últimas recomendaciones del ICRP (103) se define la exposición ocupacional de la siguiente forma:

La Comisión define al trabajador como toda persona empleada, ya sea a tiempo completo, a tiempo parcial, o transitoriamente, por un empleador y a quién se le han reconocido derechos y deberes respecto a la protección radiológica ocupacional. En el caso del trabajador autónomo se considera que tiene los deberes del empleador y del trabajador. Quienes ejercen en profesiones médicas que involucran el empleo de radiación son trabajadores ocupacionalmente expuestos.

Se define también al empleador o al titular de la licencia de operación del servicio como responsable de la protección de los trabajadores ocupacionalmente expuestos.

Es importante conocer en cada lugar quién es el responsable de la protección radiológica. Un error muy común es suponer que esta responsabilidad recae sobre el dueño de la clínica o el físico responsable si hablamos de un servicio PET; pues bien, la responsabilidad de la protección radiológica es exclusivamente del médico responsable del servicio. Puede parecer contradictorio, sobre todo en los lugares donde hay físicos médicos a tiempo completo, que la responsabilidad de la radioprotección recaiga sobre el médico, que no tiene el conocimiento que posee el físico médico acerca de radiaciones, blindajes, etc., pero la reglamentación es clara respecto de este tema y hasta que los físicos no logremos constituir una masa crítica, estas responsabilidades no van a cambiar.

Siguiendo entonces con esta discusión, debemos mencionar que es responsabilidad del empleador y/o de la persona con licencia, mantener el control sobre las fuentes de radiación y sobre la protección de los trabajadores.

Un caso particular de trabajador ocupacionalmente expuesto son las trabajadoras embarazadas. La normativa vigente establece que la trabajadora debe avisar inmediatamente a su empleador de su estado de gravidez. Se deja bien claro además que un embarazo no es motivo suficiente para suspender las tareas de la trabajadora sino que entre todas las personas involucradas (la trabajadora, el responsable de la licencia, etc.) deben encontrar una solución de compromiso que no implique ni despedirla ni mandarla a la casa los nueve meses que dura la gestación. Lo que suele hacerse generalmente es reasignarle las tareas y tratar de que el tiempo que pase en el Servicio mientras hay radiactividad sea el mínimo indispensable. Se puede sugerir que la trabajadora se encargue de procesar los estudios para el informe médico, que haga rotaciones por otras áreas como

Resonancia Magnética o Ecografía en los que no se utilicen fuentes radiactivas, etc. Debe garantizarse que, durante la gestación, la probabilidad de recibir dosis y/o de incorporación de radionucleidos por cuestiones accidentales, sea extremadamente baja.

Respecto de los valores de dosis, se le deberá proveer a la trabajadora un dosímetro abdominal para monitorear la dosis que recibirá durante la gestación. Debe garantizarse que la dosis recibida por el embrión no exceda 1 mSv durante el resto de la gestación. Este valor se satisface si la dosis superficial en abdomen es de 2mSv.

## Exposición médica

El ICRP 103 define la exposición médica como:

La Comisión define al paciente como un individuo que recibe una exposición asociada a un procedimiento diagnóstico, intervencionista, o terapéutico.

La **exposición médica es intencional y para el beneficio directo del paciente**. Se asume que este beneficio será mayor que el riesgo asociado a la práctica. Es la única situación en la que una reducción de dosis puede resultar desfavorable. Particularmente en radioterapia, los efectos biológicos de altas dosis de radiación, como por ejemplo la muerte celular, se utilizan en beneficio del paciente para el tratamiento del cáncer y otras enfermedades.

Cabe aquí una breve digresión. Siendo la exposición médica intencional, siempre se presume el beneficio del paciente. En estos casos, a lo sumo, se podría indagar si la indicación, de ese estudio con radiaciones o de esa radioterapia fue correcta. Si la indicación fue apropiada (justificada) carece de sentido analizar cuanta radiación recibió el paciente, pues se supone que “valió la pena”.

Pero ¿y si el estudio, aunque acertadamente indicado, no fue realizado estrictamente bien? Y no por una mala intención del operador; cuántos equipos no operan en condiciones óptimas; la mayoría de los servicios no realizan diariamente controles de calidad de los radiofármacos; y así.

A título de ejemplo, un estudio de Medicina Nuclear, efectuado con una dosis inadecuada, o en un tiempo incorrecto, no recogerá la información suficiente como para que emane un diagnóstico fehaciente. Ese paciente no merecía ser irradiado en esa práctica.

Lo que se pretende resaltar, es que es más que posible que el producto de una práctica médica en que se emplean radiaciones pueda no ser útil. Y no estamos hablando aquí de una mala praxis médica añadida. Nos referimos a la radioprotección.

Ese paciente al que ese procedimiento con radiaciones ionizantes es imposible que le provea un beneficio, *no podía* ser expuesto a una dosis mayor que las que se contemplan para el público.

En síntesis, parte de la radioprotección, indefectiblemente tendría que pasar por corroborar la validez de las prácticas radiantes que se efectuaron. Solo así la “exposición médica” podría quedar exenta de ser mensurada por su riesgo eventual.

Los controles que realizan los organismos regulatorios, no contemplan herramientas con que evaluar por ejemplo si una imagen tiene la información necesaria como para ser considerada estadísticamente significativa y con valor diagnóstico. Entienden que eso es parte de la práctica médica. Se presupone que el médico nuclear está en condiciones de realizar esa indagación, y qué, como parte de una buena práctica, la lleva a cabo rutinariamente. Lo que nos atrevemos a poner en duda, no es la buena fe del médico actuante, sino que esos conocimientos exceden su formación; es una de las razones por las que un Físico Médico debería formar parte de los servicios de Medicina Nuclear. Curiosamente, los servicios que cuentan con un PET, sí deben tener un Físico especialista en su plantel. Esto se desprende de la alta exposición por los emisores de positrones etc. Sin embargo, en un Servicio que solo trabaje con fotones, si tiene un flujo de pacientes considerable, como muchos en nuestro medio, la exposición es mayor.

Estos comentarios sobre las contingencias y eventuales irregularidades que pueden inutilizar una práctica radiante, en lo más mínimo deben tomarse como menoscabo del empleo de las radiaciones ionizantes en salud. Realmente su empleo ha cambiado sustancialmente el pronóstico de muchas enfermedades graves. Que el enorme rédito que dan estas prácticas, las han difundido mucho y que puedan solicitarse en exceso, es un tema a debatir, pero hay que hacerlo con rigurosidad y fundamento, no aludiendo simplemente a que las radiaciones pueden ser dañinas.

Por ejemplo, en una reciente reunión de consenso internacional sobre linfomas, se acordaba que estudios radiantes merecían solicitarse para el tratamiento y seguimiento de una variante de esa patología (PET y TC). Había acuerdo en efectuar esas prácticas, por muchas que fueran, si del resultado podía desprenderse una conducta (por ejemplo si posibilitaba decidir continuar el tratamiento o cambiar de línea terapéutica) Esos estudios sin duda beneficiaban al paciente. Pero, no había un consenso fácil respecto a solicitar un estudio radiante para la evaluación final. Esto es, terminado el tratamiento un estudio podía decir si había sido exitoso o no. Pero, dada la naturaleza de las terapéuticas llevadas a cabo, si no había sido exitoso no había otro tratamiento posible, por lo menos en lo inmediato. Transcurridos 6 meses, la evolución mostraría si se había eliminado la enfermedad o no. Quienes abogaban por no solicitar más estudios, argumentaban que igual nada se iba a hacer, que no se iba a cambiar la conducta y por ende, no debía indicarse otro estudio más, pues con el correr de los meses quedaría claro si el tratamiento había sido útil. Quienes proponían solicitar un último estudio, alegaban que el paciente tenía derecho a saber su pronóstico vital cualquiera fuera este, que su estabilidad emocional estaba en juego, y que un último estudio se justificaba, aunque mas no fuera para esclarecer al paciente. La discusión era válida y fundamentada en su debido contexto; incluso aunque no se llegara a un acuerdo sobre ese punto.

Una anécdota de lo contrario. Tiempo atrás, en un evento, una oradora francamente calificada en temas de radiaciones, pero queriendo lograr un efecto contundente en la audiencia, presentaba como ejemplo un paciente muy similar al ejemplo del párrafo anterior. Era el caso de un señor, muy complicado en su enfermedad, al que se le habían efectuado en un corto lapso muchos estudios con radiaciones; ello había posibilitado cambios acertados en sus líneas de terapia, y mejorado su expectativa de vida como se corroboró en un estudio al término del tratamiento. Obviamente se había



expuesto a las radiaciones ionizantes mucho más que la media. La oradora, mostraba que la suma de miliSiver recibida por el sujeto, equivalía a la que estaban expuestos los trabajadores de Chernóbil en el momento que se decidió la evacuación de la planta. Y concluía diciendo que “a ese paciente más que un estudio, lo que debía hacerse era evacuarlo” Más allá del recurso de la oratoria, el discurso entraña una falacia. No puede juzgarse una exposición médica justificada, comparándola con la exposición límite de los trabajadores ocupacionalmente expuestos.

También se incluyen dentro de la exposición médica casos especiales como por ejemplo las personas que confortan y cuidan a los pacientes y a los voluntarios en investigación.

## **Exposición del público**

Este tipo de exposición se produce como resultado de un conjunto de fuentes de radiación, que pueden comprender las fuentes naturales de radiación y aquellas fuentes artificiales a las que el individuo esté expuesto ni como trabajador ni como paciente, es decir que comprende aquellas exposiciones que no son ocupacionales ni médicas.

Un caso especial de exposición del público se da en el caso de las trabajadoras embarazadas. El embrión de una trabajadora es considerado miembro del público, es por este motivo que se impone un límite de dosis de 1 mSv.

## **Principios de protección radiológica**

El sistema de protección radiológica se basa en tres definiciones fundamentales:

- *Justificación*: cualquier decisión que altere la situación de exposición de un individuo debería producir más beneficio que daño. En el caso de las exposiciones médicas de pacientes, la justificación de la práctica, es decir la realización de un determinado estudio que utilice radiaciones ionizantes, depende del médico.
- *Optimización*: este principio se basa en el criterio ALARA (del inglés *As Low As Reasonably Achievable* que quiere decir “tan bajo como sea razonablemente alcanzable). El criterio de optimización implica que la *probabilidad* de recibir exposiciones, el número de personas expuestas, y la magnitud de las dosis individuales, deben mantenerse tan bajas como sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores económicos y sociales.

- *Límite de dosis*: el principio de limitación de dosis establece que en situaciones de exposición planificada para fuentes reguladas, que no consistan en exposiciones médicas de pacientes, la dosis total de cualquier individuo no debería exceder los límites aplicables. Estos límites son propuestos por los organismos internacionales competentes y adoptados por las autoridades regulatorias de cada país.

Nos vamos a centrar en los dos principios que están más relacionados con la práctica laboral en Medicina Nuclear desde el punto de vista del trabajador: la limitación de la dosis y la optimización.

### **Optimización de la protección**

Dijimos que este principio se basa en el criterio ALARA, que pide mantener las dosis recibidas tan bajas como sea razonablemente alcanzable. Un agregado importante que se le hace a esta definición es el que sigue: “teniendo en cuenta factores económicos y sociales”. Cuando se aplica el proceso de optimización debe realizarse haciendo un análisis del costo-beneficio de la situación. Sabemos a esta altura que en Medicina Nuclear trabajamos con fuentes radiactivas. Sabemos que cualquier dosis por pequeña que sea tiene asociado un riesgo. Sabemos que para que la dosis recibida debido a una fuente sea cero, tiene que haber entre la fuente y el individuo un espesor infinito de material blindante. A esto se refiere ese agregado final del criterio ALARA. Al sentido común aplicado a la práctica. La optimización de la protección no es la minimización de dosis. La protección optimizada es el resultado de una evaluación en la que se equilibran cuidadosamente el detrimento asociado a la exposición y los recursos disponibles para la protección de los individuos. Así la mejor opción no es necesariamente aquella que da lugar a la dosis más baja.

Vamos a repasar de qué maneras un individuo que trabaja con radiación ionizante puede optimizar su práctica diaria.

Los métodos de optimización para personas que trabajan en Medicina Nuclear tienen que ver con:

- El tiempo de exposición
- La actividad de la fuente
- La distancia a la fuente
- Los blindajes utilizados

*Tiempo de exposición*: la exposición es directamente proporcional al tiempo que un individuo está expuesto a la fuente. Por lo tanto es recomendable no permanecer más tiempo del necesario cerca de la fuente. Sin embargo, esto no quiere decir que debamos hacer todo en el mínimo tiempo posible sin tener en cuenta posibles resultados. Puede suceder que por apurarse un técnico se tropiece, o se olvide de usar guantes y como se olvidó también de ponerse el dosímetro porque estaba pensando en que la actividad decaía, se contamine y no tengamos manera de tener registrado ese valor de contaminación. Trabajar rápido no implica trabajar eficientemente.

*Actividad de la fuente*: cuanto mayor sea la actividad de la fuente mayor será la tasa de dosis a la que está expuesto un individuo, y por lo tanto, mayor será la dosis recibida. Esto no quiere decir que

haya que minimizar la actividad sino que se trata de utilizar la menor actividad compatible con el resultado esperado de la práctica. Si a un paciente le inyectamos menos actividad de la necesaria, la calidad de imagen obtenida va a ser menor y habría que repetir el estudio. Esa repetición del estudio no solo ocasionará una dosis innecesaria al paciente sino al mismo técnico cuando tenga que fraccionar de nuevo la misma dosis.

Es importante también generar la menor cantidad de residuos contaminados con material radiactivo porque por más que estén contenidos en un blindaje la actividad dentro de ese blindaje aumenta y puede suceder que el blindaje ya no sea eficiente para esa cantidad de actividad.

Se recomienda también programar las prácticas para evitar repeticiones. Pensar bien que pasos hay que seguir para fraccionar o para inyectar antes de realizar el procedimiento.

*Distancia a la fuente:* La intensidad de la radiación de la fuente, y de la exposición a la radiación, varía inversamente con cuadrado de la distancia. Por lo tanto, se recomienda que el trabajador mantenga la mayor distancia que sea posible entre él y la fuente de radiación.

El trabajador debería usar herramientas de manipulación remota como fórceps y pinzas cuando trabaja con material radiactivo. Una vez que el paciente está inyectado es ideal que permanezca a un metro o más del mismo.

*Blindaje:* es una de las formas más eficientes de minimizar la dosis recibida. Siempre que están disponibles se deben utilizar los blindajes adecuados. No porque todo sea de plomo todo blindo igual, sino que la radiación se atenúa exponencialmente con el espesor del material blindante.

## **Limitación y restricción de dosis individuales**

El principio de aplicación de los límites de dosis se aplica solamente en situaciones de exposición denominadas planificadas, es decir, aquellas situaciones en las que el individuo expuesto sabe de antemano que su intervención en la práctica podrá dar como resultado un aumento en la dosis de radiación que recibe. Además se tendrán en cuenta sólo las dosis recibidas por fuentes reguladas en condiciones de exposición que no sean médicas. Es decir: 1) No se tendrá en cuenta a la hora de computar la dosis anual aquella dosis que el individuo recibe del fondo natural de radiación. ¿Por qué? Porque es una fuente NO regulada y 2) Si nuestro técnico debe realizarse una tomografía computada, tampoco se tendrá en cuenta la dosis que recibirá por ese procedimiento. ¿Por qué si es una fuente regulada? Porque el técnico en este caso se está exponiendo como paciente y no como trabajador, es decir, cambia la situación de exposición.

La Comisión Internacional de Protección radiológica recomienda los límites de dosis anuales que se muestran en la siguiente tabla 4.1

**Tabla 4.1: Límites de dosis para exposición ocupacional y del público.**

<b>Tipo de límite</b>	<b>Exposición ocupacional</b>	<b>Miembros del público</b>
<b>Dosis efectiva [mSv]</b>	20	1
<b>Dosis equivalente [mSv]</b>		
<i>Cristalino</i>	20	15
<i>Piel</i>	500	50
<i>Extremidades</i>	500	--

Para situaciones de exposición ocupacional el ICRP recomienda que se exprese como un límite de dosis efectiva de 20 mSv por año, promediada en períodos definidos de 5 años (100 mSv en 5 años), con la condición adicional de que la dosis efectiva no debería exceder 50 mSv en cualquier año. La dosis efectiva recibida anualmente debe computarse como la suma de la dosis efectiva recibida por exposición externa y aquella recibida por exposición interna.

El límite de dosis equivalente en cristalino fue revisado recientemente y el valor anterior (de 150 mSv anuales) fue modificado. La nueva recomendación establece un límite de dosis anual de 20 mSv, promediado en 5 años consecutivos (100 mSv en 5 años) no debiendo superar 50 mSv en un año.

En este punto, habiendo leído ya el capítulo de este libro correspondiente a magnitudes dosimétricas, el lector puede plantearse la siguiente pregunta: ¿por qué el límite de dosis para cuerpo entero se da en función de la dosis efectiva y el de extremidades o cristalino en función de la dosis equivalente? La respuesta es que el objetivo del límite de dosis efectiva es disminuir la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos. En cambio, el límite de dosis equivalente tiene como objetivo evitar (con 100% de certeza) la ocurrencia de efectos determinísticos.

El límite de dosis previo en cristalino se determinó para no superar un umbral para opacidades detectables de 0,5 – 2 Gy para exposiciones agudas y 5 Gy para exposiciones prolongadas y 5 y 8 Gy para cataratas (teniendo en cuenta exposiciones agudas y prolongadas, respectivamente). Lo que sucedió es que los estudios epidemiológicos que se analizan a largo plazo van incorporando nueva tecnología así como nuevos datos provenientes de investigaciones y permiten redefinir los límites de acuerdo a los resultados observados.

Respecto de las restricciones de dosis, la Autoridad Regulatoria Nuclear en su Norma 8.2.4, referida al uso de Fuentes radiactivas no selladas en Medicina Nuclear, dispone que para demostrar que los sistemas de protección radiológica de una instalación de Medicina Nuclear, están optimizados, la dosis que reciba cada trabajador no deberá superar el valor de dosis efectiva 6 mSv en un año para una jornada laboral de 8 hs diarias. Esto quiere decir que si el técnico trabaja 6 hs, la dosis que reciba deberá ser proporcional a la cantidad de horas que trabaje.

Tanto los límites como las restricciones de dosis tienen sentido verdaderamente si se realiza un seguimiento exhaustivo de las mismas. Si al final del mes llega la lectura del dosímetro y nadie las controla, no tiene sentido tener un dosímetro. Estas lecturas sirven para tomar acciones correctivas en caso de que un trabajador reciba dosis mayores a las esperadas. Por ejemplo, si un técnico viene

recibiendo mensualmente 0,25 mSv en cuerpo entero y en el siguiente mes le llegan 2 mSv, seguramente hubo algún problema de contaminación con el dosímetro o quedó en el cuarto caliente cuando su “dueño” no lo estaba usando, o quizás adentro de la sala del equipo. Si las causas de esa lectura aumentada se investigan correctamente, puede llegarse a la conclusión de que el técnico venía trabajando bien y ese mes hubo un error. En cambio, si otro técnico recibe durante cuatro meses los mismos 0,25 mSv y resulta que al mes siguiente le llegan 0,55 mSv, si bien la diferencia no es tan significativa, quizás si sigue recibiendo esa dosis a fin de año supere la restricción anual. Si se investigan las causas y no se encuentra ningún error por parte del técnico ha que evaluar entonces si aumentó la carga de trabajo del lugar, si justo ese técnico hizo horas extras para cubrir a otro compañero o inclusive si los blindajes que se utilizan no sufrieron alguna alteración. Es importante comprender que no se trata de buscar culpables sino de encontrar causas.

## **Sistema de protección radiológica**

Para que todo lo que mencionamos anteriormente tenga sentido, es necesario que el Servicio en el que nuestro operador de referencia trabaja, tenga un sistema de calidad que permita saber qué hacer en cada situación.

Una cuestión muy importante a implementar es un sistema de protección radiológica. Este es un concepto que puede quedar muy lejano si lo leemos directamente de las recomendaciones internacionales, quizás algún trabajador en radiaciones cree que su servicio, como *está habilitado*, cuenta con todo lo que debería en relación a la radioprotección y no es así; o puede ocurrir lo inverso, quizás cree que a su servicio le falta de todo, piensa que se trabaja mal, y en realidad, para ese servicio, las condiciones de trabajo están más que bien.

Un sistema de protección radiológica está constituido por varios componentes:

- Debe contemplar todas las situaciones de exposición posibles. La de los pacientes cuando se someten a un estudio, indicando cómo registrar las actividades que se administran, en qué horario, si el paciente tenía alguna patología que pudiera influir en la biodistribución del radiofármaco administrado, etc. La de los técnicos en los diferentes momentos en los que estarán expuestos. Debe estar claro qué hacer en caso de contaminaciones, cómo proceder y a quién notificar.
- Los tipos de exposición (aquellas que estén planificadas o los posibles accidentes) deben estar clasificados.
- Los individuos expuestos deben estar identificados: ya sean trabajadores, pacientes o miembros del público.

- Debe estar claro a qué denominamos un nivel de dosis aceptable y cuando se deben tomar acciones correctivas. Por ejemplo: si un técnico en 3 meses de trabajo tiene una dosis que corresponde al 30% de la restricción anual, entonces hay que evaluar las condiciones de trabajo.
- Una descripción de las condiciones para la seguridad de las fuentes de radiación, incluyendo su seguridad física (o sea cómo están guardadas, con qué y en dónde) y los requisitos para la preparación para la emergencia y su respuesta.

## **Cerrando el capítulo**

A pesar del avance continuo del conocimiento de los efectos biológicos ocasionados por la exposición a la radiación ionizante, es notable la falta de educación y entrenamiento que hay en el tema. Servicios a los que no les importa si los operadores están protegidos porque “tomar el vial con una pinza lleva más tiempo que hacerlo con la mano, y yo tengo que sacar pacientes” y ni hablar si las excusas son las económicas. Nada que decir del aumento en la carga de trabajo de un lugar sin revisar previamente el impacto que esto podría tener en la dosis recibida por el personal involucrado.

Por eso es necesario que el propio operador, (técnico o médico) tenga claro todo lo que tiene que ver con la radioprotección, las condiciones de trabajo, qué tiene y que debería tener para trabajar correctamente y a quién reclamarle (en el mejor de los sentidos) si hay algo que le parece que falta.

Por todo lo antedicho, es indispensable la presencia de un Físico Médico en un servicio que trabaje con radiaciones ionizantes. Como comentábamos más arriba, la normativa regulatoria vigente en nuestro país, sólo exige un Físico Médico en los servicios de Medicina Nuclear que cuentan con un PET. Y ni siquiera esta exigencia establece un horario mínimo de asistencia, ni define claramente sus incumbencias y atribuciones. Sería importante al menos promover que todos los servicios tengan un Físico Médico “de consulta”. Es increíble que los servicios que cuentan solamente con una cámara gamma no dependan para nada del conocimiento de un físico médico.

La medicina de alta complejidad y el empleo de radiaciones ionizantes, se ha desarrollado en forma vertiginosa en estos años, y aun no se ha reformulado la cultura al respecto de la radioprotección. Las dudas que surgen en los servicios, entre los operadores involucrados, del tipo “Mirá yo creo que este vidrio no blindo bien la radiación, porque si yo prendo el geiger se vuelve loco”, “Esta pantalla plomada para mí no sirve, mirá la dosis que recibí este mes”, “El activímetro anda mal, medí hace 10 minutos y ahora tengo la mitad de FDG”) son válidas, y está perfecto que se planteen. Pero sin un físico médico que forme parte de ese espacio, con responsabilidades y posibilidad real de implementar cambios, esos planteos no generan ni propician la optimización que se requiere.

# CAPITULO 5

## Radioprotección en las Aplicaciones de la Medicina Nuclear

La Medicina Nuclear (MN), según la definición establecida en el año 1972 en Ginebra por la Organización Mundial de la Salud y la OIEA, **“es la especialidad que se ocupa del diagnóstico, tratamiento e investigación médica, mediante el uso de radioisótopos como fuentes abiertas”**. Cuando son utilizados con un propósito diagnóstico, se aprovecha la propiedad emisora de los radioisótopos para detectarlos a distancia; cuando la intención es terapéutica, se usufructúa el efecto deletéreo que la radiación puede tener sobre un tejido.

Veremos en este capítulo, como se manifiestan los conceptos de radioprotección desarrollados a lo largo del libro, en las diferentes aplicaciones de Medicina Nuclear, tanto en su utilización en diagnóstico por imágenes, como en su empleo en las radioterapias metabólicas.

El diagnóstico por imágenes de Medicina Nuclear comprende la adquisición de estudios en dos equipos: cámara gamma y/o SPECT (del inglés Single Photon Emission Computed Tomography) y PET (del inglés Positron Emission Tomography). Tal como señala el nombre de cada una de las modalidades, los estudios que se realizan en Medicina Nuclear son estudios de emisión. En las modalidades de diagnóstico más convencionales, como los Rayos X o la Tomografía Computada, el paciente se interpone entre la fuente radiactiva y el detector de radiación, y según la modalidad, se obtendrá una proyección o un conjunto de proyecciones para reconstruir la imagen final, obteniendo así imágenes de transmisión. En Medicina Nuclear el material radiactivo es incorporado por el paciente, y es el propio paciente quien se convierte en la fuente radiactiva. Las imágenes que se obtienen siguen siendo proyecciones pero dan información acerca del trayecto que recorren los fotones y de sus interacciones dentro del cuerpo del paciente.

A continuación vamos a repasar brevemente los principales estudios que se realizan en cada uno de estos equipos y relacionaremos los aspectos de radioprotección que habría que tener en cuenta en cada caso.

## Medicina Nuclear convencional

Se suele llamar "Medicina Nuclear convencional" a aquellos estudios que se realizan en cámara gamma (estudios planares) o en SPECT (estudios tomográficos). El procedimiento para adquirir los estudios es básicamente el mismo, pero dependiendo de la modalidad la adquisición durará más o menos tiempo y se obtendrá información diferente.

El procedimiento general supone administrar un determinado radiofármaco al paciente, compatible con la información que el médico desea recabar, esperar un cierto tiempo de biodistribución (que varía dependiendo del radiofármaco administrado) y posteriormente adquirir la imagen. Una vez finalizado el estudio el paciente se retira del Servicio debiendo seguir minuciosamente los cuidados relativos a la radioprotección que el médico o el técnico le hayan recomendado.

## Radionucleídos más utilizados

Si bien la mayoría de los estudios se realizan utilizando  $^{99m}\text{Tc}$  como principal elemento radiactivo, una cantidad considerable emplea también  $^{131}\text{I}$  (tanto para uso diagnóstico como terapéutico). Menores contribuciones provienen de estudios realizados con  $^{67}\text{Ga}$ ,  $^{201}\text{Tl}$  y  $^{111}\text{In}$ .

A continuación repasaremos brevemente las características físicas de cada uno de estos radionucleídos:

- **$^{99m}\text{Tc}$ :** se obtiene de un generador  $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ , a partir de la desintegración beta del  $^{99}\text{Mo}$ , que ocurre con un 87% de probabilidad. Tiene una vida media de 6 horas y decae por transición isomérica a  $^{99}\text{Tc}$  emitiendo un fotón gamma de 140 keV. Esta energía de emisión junto con su vida media relativamente corta, lo convierte en uno de los radionucleídos ideales para el diagnóstico. El fotón gamma de 140 keV tiene suficiente energía para interactuar en el cuerpo del paciente y alcanzar los detectores del equipo. La vida media de 6 horas es compatible con los criterios de radioprotección al paciente, mientras menor sea la vida media, menor será la dosis que reciba.
- **$^{131}\text{I}$ :** este radionucleído tiene un periodo de semidesintegración de 8 días, y la emisión de interés diagnóstico es un gamma de 365 keV, que lo hace apto para ser utilizado en Medicina Nuclear diagnóstica. El  $^{131}\text{I}$  tiene además una emisión beta negativa que lo hace útil en terapia.

Otros radionucleídos utilizados son:

- **$^{67}\text{Ga}$ :** se produce en un ciclotrón y se obtiene al bombardear un blanco de Zn con deuterones, protones o partículas alfa. El  $^{67}\text{Ga}$  tiene una vida media de 78 horas. Decae



por captura electrónica emitiendo rayos gamma de distinta energía: 93 keV el 39%, 184 keV el 21%, 300 keV el 17% y 394 keV el 5%.

- **$^{201}\text{Tl}$ :** El  $^{201}\text{Tl}$  decae por captura electrónica a  $^{201}\text{Hg}$ , con una vida media física de 73 hs. Las emisiones gamma más abundantes de este radionucleido tienen energía de 135 y 167 keV. Si bien este radionucleido va disminuyendo paulatinamente en las prácticas, todavía hay Servicios que realizan estudios con este isótopo.
- **$^{111}\text{In}$ :** este radionucleido tiene una vida media de 2,8 días. Decae exclusivamente por captura electrónica emitiendo dos rayos gamma de 171 y 245 keV (con una probabilidad de 90 y 94% respectivamente).

Con estos elementos pueden marcarse una gran cantidad de fármacos dependiendo de qué órgano o proceso biológico se quiere estudiar. Si hablamos del  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ , sin duda los estudios más solicitados son los *centellogramas* de cuerpo entero, ya sea utilizando  $^{99\text{m}}\text{Tc-MDP}$  para un estudio focalizado en encontrar alteraciones óseas (centellogramas óseos) o  $^{99\text{m}}\text{Tc-Ciprofloxacina}$  si lo que interesa es localizar un foco infeccioso.

A los dos radiofármacos mencionados arriba se suman el popular  $^{99\text{m}}\text{Tc-MIBI}$  que se utiliza para evaluar la perfusión miocárdica. A continuación describiremos en líneas generales los pasos que se realizan desde que llega el paciente al Servicio hasta que se retira.

## Procedimiento general para adquirir los estudios

Habitualmente el paciente llega al Servicio y luego de una breve entrevista médica, se le administra la actividad correspondiente al radiofármaco en cuestión y se espera, dependiendo del estudio, entre 10 minutos y 3 horas en promedio para comenzar la adquisición (este es el llamado tiempo de biodistribución del radiofármaco). La adquisición de imágenes demora aproximadamente 20 minutos; luego el paciente se retira a su domicilio procurando seguir las indicaciones que tanto el médico como el técnico haya realizado.

Es interesante analizar cómo esta actividad inyectada en el paciente afecta directamente la dosis recibida por el operador; cabe recalcar, que si bien a lo largo del texto se habla del técnico, como sinónimo de operador, el individuo que lleva a cabo el estudio, puede ser tanto el técnico como el médico. Es cierto que en nuestro medio, pese a ser el médico el responsable, la costumbre ha impuesto que sea el técnico quien habitualmente lleva a cabo la tarea.

Para que el paciente pueda retirarse a su casa con el estudio en su poder, el técnico tuvo que manipular un vial multidosis para extraer de ahí la actividad necesaria para ser inyectada al paciente. Luego tendrá contacto con él mientras lo ayuda a posicionarse en el equipo y eventualmente tendrá alguna interacción durante la adquisición de la imagen en casos de pacientes con molestias

frecuentes. Finalmente, una vez que el estudio termina deberá ayudarlo a restablecerse, sentarse, procurar que no se maree e indicarle por donde debe retirarse del Servicio. Todo este procedimiento supone una dosis que no tendría trascendencia si habláramos de un paciente por día. Pero, si extrapolamos estos datos a la cantidad de pacientes que podrían hacerse por día, durante 5 días por semana y tenemos en cuenta las 50 semanas por año, la contribución a la dosis recibida por el técnico no es nada despreciable.

A continuación haremos un análisis detallado de cada una de las etapas en las que el operador está en contacto directo o a través de un blindaje con la fuente radiactiva. Generalmente estas etapas se clasifican en: elución del generador, fraccionamiento, transporte, inyección, tiempo de biodistribución, posicionamiento del paciente en el equipo, adquisición de imágenes y retirar al paciente del equipo e indicarle por donde debe retirarse del Servicio.

**Elución del generador:** en esta etapa se obtiene del generador de  $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$  un vial con 5 ml de pertechnetato de sodio a partir de un vial con 5 ml de solución fisiológica que se hace pasar a través del mismo. Este generador de radionucleídos está formado por una columna cromatográfica cargada con alúmina, en donde el  $^{99}\text{Mo}$ , producto de la fisión del  $^{235}\text{U}$ , es adsorbido y el  $^{99\text{m}}\text{TcO}_4^-$  es eluido mediante una solución salina, obteniéndose finalmente  $^{99\text{m}}\text{TcO}_4\text{Na}$  (pertechnetato de sodio). La ventaja de este sistema es que tiene fácil disponibilidad, es simple de operar y suministra un producto de alta pureza.



Vista interna de un generador de  $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ . A la derecha se coloca el vial con solución fisiológica y a la izquierda se coloca el vial evacuado en el que se recupera el  $^{99\text{m}}\text{TcO}_4\text{Na}$ .

Aunque el propio generador tiene la fuente radiactiva blindada (la columna donde está adsorbido el  $^{99}\text{Mo}$  está protegida), es la radiación proveniente del vial colector lo que nos va a interesar analizar.

Este vial inicialmente se encuentra vacío, pero a medida que la solución fisiológica pasa por la columna de  $^{99}\text{Mo}$ , va llevándose pertecnecato que terminará en el vial colector hasta llegar a actividades finales que pueden estar en el rango de 100 mCi a 3 Ci. Los generadores más utilizados son los de 250 o 500 mCi. El tiempo que toma eluir el generador es aproximadamente de un minuto y dependiendo del día de la semana que se realice la elución, se colectará mayor o menor actividad. Corrientemente se cree que al estar el generador blindado y además encontrarse en un bunker de plomo (de aproximadamente 5 cm de espesor), que convenientemente protege de la radiación directa al dosímetro de cuerpo entero, no hay que tomar otros recaudos en lo que se refiere a la radioprotección. Sin embargo, no está de más aclarar que el vial con actividad emite radiación en todas las direcciones (isotrópicamente) por lo que si el técnico permanece al lado del generador mientras la actividad se colecta, su dosímetro no va a registrar nada pero se estará irradiando innecesariamente otras partes del cuerpo (cerebro, cristalino, etc). Hagamos un cálculo grosero mínimo; supongamos que 10 veces al mes se eluyen 250 mCi; que cada una de esas veces el técnico se para al lado del bunker observando el vial durante un minuto. Considerando que entre el vial radiactivo y la cabeza del técnico hay 30 cm, la dosis mensual es de 0,13 mSv, un número para nada despreciable si lo comparamos por ejemplo con el límite de dosis para cristalino de 20 mSv. Es importante entonces permanecer lo más alejado posible del generador mientras se está eluyendo.

**Fraccionamiento:** una vez que se tiene el vial multidosis con la actividad que se utilizará durante la jornada laboral, debe fraccionarse a partir del mismo la actividad que se inyectará a cada paciente. De ese vial con 5 ml de pertecnecato de sodio se extraerán mediante el uso de jeringas entre 3 y 30 mCi dependiendo del tipo de estudio. Idealmente, dependiendo del radionucleido utilizado, este vial multidosis se encuentra en un contenedor blindado de 5 mm de plomo y todo el procedimiento se realiza detrás de una pantalla plomada para disminuir la dosis que recibiría en el cuerpo entero. Es muy interesante la discusión que se plantea siempre en los servicios de medicina nuclear, acerca de en qué mano hay que ponerse el dosímetro de extremidades, si en la mano hábil o en la no hábil. La respuesta no es concreta todavía, ya que justamente parece depender de la etapa en la que se prepara el radiofármaco.

**Transporte:** esta etapa se refiere a la operación de llevar la jeringa con la actividad a inyectar desde el cuarto caliente hacia el inyectorio. Este procedimiento se realiza con la jeringa contenida en un portajeringas de 5 mm de plomo como mínimo. Dependiendo de la configuración del Servicio puede realizarse a través de una ventana (usualmente denominada *transfer*) que comunica directamente el cuarto caliente con el inyectorio, o puede ser necesario tener que realizar una corta caminata con el portajeringas en la mano.

**Inyección:** es el segundo momento (el primero es el fraccionamiento) en el que el técnico necesariamente tiene que manipular la jeringa sin blindaje. Si bien la duración del procedimiento generalmente es corta, las manos del operador se exponen a altas actividades.

**Tiempo de biodistribución:** es el tiempo que debe transcurrir desde la administración hasta la adquisición de la imagen para que el radiofármaco inyectado se concentre en la zona de interés. Este tiempo es muy variable y depende del radiofármaco utilizado y del espacio de distribución que pretendemos marcar. Es clave para obtener imágenes de buena calidad diagnóstica. Durante este lapso el paciente permanece en una sala de espera separado del resto del público, ya sea solo o con otros pacientes inyectados. Pueden ser 15 minutos en un estudio de paratiroides, 30 minutos en un estudio de cerebro, 2 hs en un estudio del esqueleto

**Posicionamiento del paciente en el equipo:** una vez que se cumple el tiempo previsto para garantizar una buena biodistribución, el operador acompaña al paciente a la sala del equipo, de ser necesario lo ayuda a subirse a la camilla y a acostarlo para evitar mareos. En esta etapa es clave el estado físico del paciente. Una persona adulta en buen estado hará que este procedimiento sea más sencillo permitiéndole al técnico permanecer a una cierta distancia para disminuir la dosis de radiación que recibe. Los pacientes pediátricos en cambio, o personas mayores con dificultad para moverse, alteran la duración de este procedimiento y generalmente necesitan que el personal a cargo este en contacto directo con ellos, para calmar a los pacientes más pequeños y para sostener firmemente a los pacientes mayores con dificultad para moverse libremente. La duración de este procedimiento varía entre 1 y 3 minutos aproximadamente. La distancia entre el técnico y el paciente depende exclusivamente el estado físico de este último.

**Adquisición de las imágenes:** generalmente, los servicios de medicina nuclear que cuentan con una cámara gamma o SPECT dedicados, es decir, sin posibilidad de hacer tomografía computada, instalan la consola de adquisición en la misma sala del equipo de medicina nuclear, sin ningún tipo de blindaje interpuesto. Los equipos híbridos en cambio, deben tener obligatoriamente dos cuartos separados (uno para la consola de adquisición y procesamiento y otro para el equipo) debido a las altas dosis que genera la CT. En el primer caso, es imprescindible que la sala sea lo suficientemente grande como para que el operador pueda disminuir la dosis que recibe durante todo el procedimiento procurando estar lo más lejos posible del paciente. El mismo comentario es válido cuando la consola de procesamiento está también dentro de esa sala, y es el médico el que permanece la mayor parte del día procesando las adquisiciones y redactando los informes.

**Despedida del paciente:** al finalizar la adquisición el técnico se acerca al paciente para avisarle que finalizó el estudio y lo ayuda a incorporarse para que se vista y recoja sus pertenencias. Los mismos comentarios realizados para la etapa del posicionamiento son válidos en esta etapa.

La dosis que recibe el técnico en cada etapa puede variar dependiendo de:

- 1) el radionucleído utilizado, es decir, radionucleídos con mayores emisiones energéticas, producen una dosis mayor
- 2) la vida media del radionucleído, mientras mayor se la vida media del mismo, más tiempo tarda en decaer su actividad y por lo tanto la tasa de dosis que emite, y finalmente

3) el tipo de estudio realizado, estudios que requieran mayor trato con el paciente en los momentos inmediatamente posteriores a la inyección producirán una dosis mayor.

Repasaremos a continuación los protocolos de los estudios más solicitados para analizar la variación en la dosis recibida por el personal.

## Estudios más comunes en Medicina Nuclear convencional

### Centellograma óseo corporal total

El centellograma óseo *corporal total*, o de *cuerpo entero*, es el estudio de elección en numerosas patologías en que pueden estar involucrados los huesos. Se realiza para detectar tumores óseos, metástasis óseas causadas por otros tumores, infección ósea u otras enfermedades del metabolismo óseo, incluso de origen desconocido. A pesar de que se adquiere en modo planar y de ser el estudio más simple de Medicina Nuclear convencional, tiene una altísima sensibilidad. Esta es una de las razones, sino la principal, por las que sigue teniendo tanta vigencia. Un estudio catalogado como normal, descarta completamente patologías relacionadas con el sistema óseo.

Otro protocolo para adquirir un centellograma óseo se utiliza cuando el paciente puede ser portador de una patología ósea localizada, por ejemplo una infección. Se realiza la toma de imágenes en tres fases: dinámico, estático y pool sanguíneo. El paciente es trasladado a la sala del equipo y en ese momento se le administra vía endovenosa el material radiactivo, e inmediatamente comienza la adquisición del estudio dinámico, posteriormente el estático y a los 5 minutos se toman las imágenes de pool sanguíneo. A las 2 hs post inyección se adquiere una imagen estática convencional del sitio en estudio

El radiofármaco más utilizado para realizar los estudios óseos, es el metilendifosfonato (MDP) marcado con  $^{99m}\text{Tc}$ , que se administra por vía endovenosa. La actividad necesaria para obtener una buena imagen es de 20 mCi. El tiempo de biodistribución para este radiofármaco es de al menos dos horas.

Entonces, para adquirir un estudio de este tipo el operador se expone principalmente en las siguientes situaciones:

**1) Durante el fraccionamiento:** con su mano no hábil manipulará el vial multidosis que se encuentra idealmente en un contenedor blindado. En general, como los volúmenes que se manipulan son pequeños y los viales pueden extraerse fácilmente del contenedor, el técnico toma el vial multidosis con la mano no hábil y con la otra extrae la actividad necesaria para el estudio. Para dar una idea de las dosis que se podrían recibir, se puede recurrir al Radionuclide Data Handbook (ver bibliografía) y utilizar los factores publicados para hacer algunas cuentas. Si suponemos que el vial multidosis de 250 mCi se tiene en la mano, sin blindaje, durante 30 segundos, la dosis por operación podría ser de 21 Sv. Ni siquiera vale la pena hacer la cuenta por la dosis anual si tenemos en cuenta que el límite de dosis anual para extremidades es de 500 mSv. Si a este valor lo multiplicamos por el factor de atenuación de 5 mm de plomo, la dosis por operación sería de 4 uSv y tendríamos una dosis anual

de 4,87 mSv (suponiendo que se realiza la operación 5 veces por día, los 5 días a la semana y durante 50 semanas por año).

**2) Durante el transporte:** en esta etapa la jeringa se encuentra en un portajeringa de 6 o 9 mm de plomo, que permite transportar la actividad sin que el técnico se irradie innecesariamente. Si transportamos durante 10 segundos una jeringa con 20 mCi de  $^{99m}\text{Tc}$  sin usar ningún blindaje, se estima una dosis en mano de 2,6 Sv. Pero si usamos un portajeringa de 6 mm de plomo esa dosis se reduce a 21 uSv por cada operación.



Portajeringas utilizados habitualmente en Medicina Nuclear convencional

**3) Durante la inyección:** en este momento la jeringa se encuentra fuera del blindaje y es una de las instancias de mayor exposición para el técnico. La duración promedio de este procedimiento es de 30 segundos. Aquí podemos hacer un cálculo de la dosis que recibiría un técnico en cuerpo entero. Si suponemos que el dosímetro de cuerpo entero está a 50 cm de la aguja (porque por ejemplo el técnico se inclina para inyectar al paciente, o se sienta al lado de él), la dosis por paciente sería de 0,18 uSv. Si consideramos 5 pacientes por día, durante 5 días por semana y contemplamos 50 semanas al año, la dosis total anual en cuerpo entero sería de 225 mSv. ¡Mucho mayor que el límite de dosis de 20 mSv!. Sería importante entonces que el servicio cuente con blindajes para las jeringas como los que se muestran en la siguiente figura.



Blindaje para jeringas en Medicina Nuclear convencional

**4) Tiempo de biodistribución:** En este estudio, una vez que el paciente está inyectado puede permanecer en una sala de espera destinada a este fin o bien retirarse del Servicio y volver a las 2 horas. Este es el momento en el que el paciente está más radioactivo, por lo que es importante para el técnico no interactuar con él a menos que sea estrictamente necesario. Para hacer un cálculo de la dosis recibida por el técnico en esta etapa habría que tener datos de la atenuación del paciente para los fotones gamma de 140 keV. Podría suponerse que el paciente es 100 % agua y buscar los valores publicados. Otra opción más realista es medir la dosis que recibe el técnico debido a la radiación que emite el paciente con un *dosímetro electrónico*.

**5) Posicionamiento del paciente y adquisición de la imagen:** la duración promedio de este estudio es de 20 minutos. En este momento la actividad inyectada se redujo un 20%, respecto de la inicial (sin tener en cuenta el decaimiento biológico). Este es otro de los momentos de mayor exposición, y uno de los de mayor duración, ya que el técnico además de posicionar al paciente, tiene que establecer la configuración de los cabezales de la cámara y verificar que todo esté en condiciones de iniciar correctamente. En los servicios que cuentan con una cámara gamma o SPECT dedicado (sin CT) en general la consola de adquisición, es decir la computadora desde la cual se inicia el estudio y en donde se ven las imágenes, se encuentra dentro de la sala del equipo, a una distancia de entre 1,5 y 2 metros. **6) Despedida del paciente:** en este momento la actividad inicial se redujo aproximadamente un 25%. Es otro de los momentos en los que el técnico tiene contacto directo con el paciente inyectado.

### **Estudios de perfusión miocárdica**

Una de las prácticas diagnósticas más comunes del SPECT es el estudio de perfusión miocárdica que se emplea para evaluar la enfermedad arterial coronaria y el daño al músculo cardiaco luego de un infarto. Los estudios de perfusión cardíaca suelen realizarse en condiciones de reposo y estrés. Además, cuando el SPECT se sincroniza con el electrocardiograma, el estudio se conoce como SPECT gatillado (o *Gated SPECT*) y permite evaluar el ciclo cardiaco en cualquier momento (en el final de la sístole o de la diástole). Las indicaciones más comunes para realizar un SPECT miocárdico son: evaluación de la presencia, localización, extensión y severidad de isquemia miocárdica y cicatrices ocasionadas por infartos previos, determinación de la significancia de lesiones anatómicas detectadas por angiografía y evaluación de viabilidad miocárdica.

El radiofármaco utilizado habitualmente es el  $^{99m}\text{Tc}$ -MIBI (6-metoxi-isobutil-isonitrilo) y el estudio puede hacerse con protocolos que implican uno o dos días.

La dosis del radiofármaco para el protocolo de dos días es de 20 mCi/70 kg en el estudio de esfuerzo y 30 mCi/70 kg en el estudio de reposo. El protocolo de un día requiere una dosis de 10 mCi/70 kg en el estudio de esfuerzo y 30 mCi/70 kg en el estudio de reposo, y un período de no menos de 2 horas y media entre inyecciones. El radiofármaco se administra por vía intravenosa para el estudio de reposo. Para el estudio con esfuerzo ergométrico se inyecta también en forma intravenosa, pero en el momento de máximo esfuerzo, manteniéndose el mismo durante 1 a 3 minutos si es posible. Deben esperarse al menos 30 minutos post-inyección en esfuerzo y 45 minutos post-inyección en reposo o estímulo farmacológico para iniciar la adquisición de las

imágenes, siendo el tiempo ideal de biodistribución de 60 minutos.

Si el paciente pesa menos de 100 kg, el estudio se realiza de acuerdo al protocolo de un día. La principal diferencia en cuanto a la dosis que recibe el técnico se produce en el momento de la inyección. Luego de la misma es importante que el operador se retire de la sala de ergometría y sea el médico el que se haga cargo del estudio. Este es uno de los momentos de mayor exposición, por eso es imprescindible que tenga conocimientos de radioprotección y que mantenga una distancia apropiada con el paciente, para minimizar la dosis recibida.

Recién a los 60 minutos se producirá el nuevo contacto entre el técnico y el paciente, a diferencia de lo que mencionábamos en el centellograma óseo, en el que el posicionamiento se producía 2 o 3 horas después de la inyección. En esta situación un paciente de 70 kg emite una tasa de dosis de 2,47 uSv/h post-inyección en esfuerzo y 1,65 uSv/h post-inyección en reposo. Si suponemos que hay 10 pacientes cardiológicos por día y que cada posicionamiento dura 2 minutos, la dosis diaria debida a este procedimiento podría alcanzar los 2,45 uSv, lo que hace una dosis anual de 0,6 mSv que corresponde a un 12% de la restricción (¡sólo teniendo en cuenta el posicionamiento de los cardiológicos!). Aunque a este valor habría que multiplicarlo por el factor de atenuación del paciente, sirve para tener un indicativo de la contribución de la dosis. Posteriormente tendrá lugar la adquisición del estudio que tiene una duración promedio de 20 minutos y al finalizar el paciente se retirará a su domicilio.

### **Diagnóstico con $^{131}\text{I}$**

La investigación de la tiroides utilizando radiofármacos incluye dos estudios: la curva de captación de yodo y la imagen (centellograma) de la glándula. Dos variantes radioisotópicas del yodo ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{123}\text{I}$ ) pueden utilizarse en la forma química de yoduro de sodio ( $^{131}\text{I-NaI}$  y  $^{123}\text{I-NaI}$ ) para adquirir imágenes, aunque el radioisótopo más utilizado es el  $^{131}\text{I}$ .

La curva de captación de yodo sirve para evaluar *cuánto* de este elemento concentra la tiroides, valor que es representativo de la capacidad funcional de la glándula. Se administran oralmente entre 100 y 150 uCi de  $^{131}\text{I}$  y se adquiere la primer imagen una hora después. Se realizan dos adquisiciones más a las 24 y a las 48 horas. En esta última instancia puede realizarse el centellograma tiroideo.

Otro de los estudios que se hacen con este trazador es el denominado “rastreo” que se realiza en el seguimiento del cáncer de tiroides, para evaluar posibles restos de tejido tumoral que hayan quedado luego de la extracción quirúrgica de la glándula.

El procedimiento de preparación de dosis a administrar difiere del descrito anteriormente para fármacos marcados con  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ . La principal diferencia obviamente es la energía de las emisiones gamma, siendo la del yodo más energética (364 keV versus los 140 keV del  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ). Si además tenemos en cuenta la vida media de ambos radionucleídos, 6,02 horas para el  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  frente a 8 días del yodo, los recaudos que hay que tomar son mucho más estrictos. Una contaminación con yodo es mucho más peligrosa porque tarda más días en decaer y descontaminarse.

En general, en los servicios que trabajan con  $^{131}\text{I}$  para diagnóstico se pide una dosis semanal que servirá para realizar rastreos, centellogramas tiroideos y curvas de captación. Normalmente, en



servicios que no tienen una carga de trabajo demasiado numerosa, una actividad de 10 mCi mensuales alcanza para cubrir todos estos estudios. Por ejemplo a un servicio en el que se realicen 2 o 3 captaciones (100 uCi cada una) le basta con pedir 10 mCi una vez al mes. Por la vida media del  $^{131}\text{I}$ , esta actividad le alcanza para tener 100 dosis la primer semana, 50 la segunda, 25 la tercera y 12 la cuarta. En otros lugares en los que además de hacer diagnóstico realizan tratamientos terapéuticos pueden llegar a pedirse entre 400 y 500 mCi semanales. Usualmente esta actividad sirve para administrar dosis terapéuticas por carcinoma tiroideo de 100, 150 o 200 mCi y alguna dosis por hipertiroidismo de 5 a 10 mCi. Los barridos corporales solicitados para diagnóstico se realizan con dosis 5 mCi (dado que son pacientes sin tiroides). En general este trazador se administra en forma oral, es decir, el técnico fracciona con una jeringa a partir del vial multidosis la actividad necesaria para realizar el estudio. El contenido de dicha jeringa se diluye en un vaso con agua y ese vaso se le da al paciente para que lo tome. Hay aspectos críticos que hay que tener en cuenta cuando se trabaja con este radionucleido, el primero es extremar las medidas de precaución, planificar previamente la actividad necesaria y tener todos los elementos disponibles. Es muy común ver técnicos con experiencia en Medicina Nuclear que preparan las dosis de algún radiofármaco marcado con  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  sin utilizar guantes y cuando se les pregunta por el yodo, ellos mismos reconocen que toman todas las medidas de protección disponibles (¡aunque claro está también tendrían que hacerlo con el  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ !) porque si bien el riesgo de contaminación es el mismo, la contaminación con yodo genera una dosis mayor que con tecnecio. Tomemos como ejemplo un técnico que debe fraccionar 5 mCi de  $^{131}\text{I}$  para realizar un barrido corporal diagnóstico. Supongamos que el servicio en el que trabaja nuestro operador pide 100 mCi y ni bien llegados tenemos a nuestro paciente esperando. Lo que suele hacerse es diluir esos 100 mCi, que vienen en un volumen muy chiquito, en un matraz de 100 ml aproximadamente. Nuestro técnico fraccionará 5 ml de esa solución para obtener los 5 mCi que necesita. Si UNA gota (0,05 ml) del volumen que fracciona se cae en la mano del técnico, y pasan 30 segundos hasta que se da cuenta y si saca el guante (¡si es que lo tiene puesto!) recibirá una dosis en mano de 8,81 mSv. Casi 9 mSv por míseros 30 segundos y una gota de solución. Si bien este valor no está ni cerca del límite de dosis en extremidades usualmente la gente que hace mucho que trabaja con radiaciones subestima los riesgos asociados, y probablemente en vez de sacarse el guante ni bien se da cuenta de la contaminación, es probable que lo haga después de que el paciente se vaya (aumentando el tiempo de exposición).

Es importante también que el operador le explique al paciente detalladamente, antes de la administración de yodo, todos los recaudos que debe tomar una vez que haya incorporado la actividad para que no permanezca más tiempo del necesario en el servicio. Entre estos recaudos podemos mencionar que no debe tener contacto con mujeres embarazadas o con niños, debe utilizar sus propios cubiertos y no compartirlos con ningún familiar ya que podría producirse contaminación a través de la saliva. Si el paciente es fumador no debe fumar por algunas horas ya que en el cigarrillo queda saliva (contaminada) que puede dispersarse fácilmente a la cara o las manos, y de allí a otro lugar (mesas, ceniceros, etc). El caso de la terapia con  $^{131}\text{I}$  se abordará más adelante y debido a la diferencia en la actividad empleada, mucho mayor para el caso del tratamiento, los cuidados que deben tomarse son más estrictos.

## Tomografía por emisión de positrones

Al igual que un estudio realizado en cámara gamma o SPECT, un estudio PET permite obtener una representación de la distribución de cierto radiofármaco en el interior del organismo. De la misma manera, obtenemos los datos de la imagen debido a que el radiofármaco administrado es lo suficientemente energético como para alojarse en el sitio de interés (y en otros tantos que no lo son) y salir del cuerpo del paciente para interactuar con el sistema detector del tomógrafo. La diferencia que nos atañe en este caso se debe al tipo de radionucleído utilizado para adquirir la imagen.

El PET en detalle queda fuera del alcance de este libro; pero diremos que los estudios PET se realizan mediante el uso de radionucleídos que emiten positrones. El positrón es una partícula de igual masa que el electrón pero carga opuesta. Cuando se emite un positrón éste puede recorrer un corto camino dentro de la materia (en nuestro caso el cuerpo del paciente), encontrarse con un electrón y aniquilarse con él, proceso a partir del cual se emiten dos rayos gamma de 511 keV cada uno en la misma dirección pero en sentidos opuestos. Estos dos rayos gamma posteriormente serán registrados por el equipo, que denominará *coincidencia* a cada par de eventos que caigan en la misma ventana temporal y energética.

Si el lector ha leído el capítulo acerca de los distintos tipos de radiaciones, recordará que siempre se habla del alcance de la radiación en un medio material: un tipo de radiación más energética tendrá más alcance en la materia que un tipo de radiación menos energética. A modo de ejemplo siempre se dice que las partículas alfa (que son muy pesadas y depositan su energía en un corto camino) pueden blindarse con una hoja de papel, que las partículas beta se blindan con una placa de acrílico o de madera y que para frenar la radiación gamma se necesitan varios milímetros o centímetros de plomo.

Es común encontrarse con operadores que recién empiezan que no llegan a entender *de qué radiación* se deben protegerse cuando trabajan en un servicio PET: “si trabajo en un servicio que usa emisores de positrones, claramente la radioprotección sirve para blindar los positrones”. ¿Por qué entonces si dijimos que las partículas beta se blindan con acrílico el lugar está lleno de plomo? Seguramente el lector ya lo sabía antes de comenzar con el ejemplo, el objetivo de los elementos de radioprotección en un Servicio de PET es blindar esos rayos gamma de 511 keV que se producen en la aniquilación electrón-positrón. Al ser esta radiación mucho más energética que la utilizada habitualmente en los servicios de Medicina Nuclear convencional (140 keV del  $^{99m}\text{Tc}$  por ejemplo) el espesor de plomo que hay que utilizar es mucho mayor y los recaudos obviamente también. El positrón, que mas arriba de describió como una partícula beta positiva, es probable que ni llegue a *salir* del cuerpo del paciente, o que quede dentro del bunker habitualmente recubierto por dentro con acrílico.

## Radionucleidos más utilizados en PET

Más del 95 % de los estudios que se realizan en PET utilizan  $^{18}\text{F}$  como radionucleído, aunque hay otras opciones que describiremos también a continuación.

**$^{18}\text{F}$ :** la principal razón por la cual es el radionucleido más utilizado es su vida media de 109,8 minutos, que le da algunas ventajas desde el punto de vista de la radioprotección no siendo demasiado larga y al mismo tiempo permite transportarlo a distancias alejadas desde el centro de producción. Se produce en ciclotrón bombardeando con protones un blanco de  $^{18}\text{O}$ .

**$^{11}\text{C}$ :** tiene una vida media de 20,4 minutos y se produce en ciclotrón bombardeando con deuterones o protones un blanco de  $^{10}\text{B}$ ,  $^{11}\text{B}$  y/o  $^{14}\text{N}$ . Como se podrá deducir fácilmente, su empleo se limita a los centros que cuentan en su instalación con un ciclotrón

**$^{13}\text{N}$ :** tiene una vida media de 10 minutos y se produce también en ciclotrón. Se usa principalmente en forma de amonio ( $^{13}\text{NH}_4^+$ ) para evaluar la perfusión miocárdica y la viabilidad. Al igual que le anterior, solo puede emplearse rutinariamente en un centro que cuente con su propia producción

**$^{15}\text{O}$ :** es un radionucleído de vida media muy corta (2 minutos) que se produce en ciclotrón al bombardear con deuterones o protones un blanco de  $^{14}\text{N}$  o  $^{15}\text{N}$ , respectivamente. Por su vida media ultra corta el se requiere un diseño especial del servicio para que el ciclotrón tenga una salida directa hacia la sala del tomógrafo.

**$^{68}\text{Ga}$ :** se obtiene a partir del generador  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ , a diferencia de los radionucleidos anteriores que se producen en ciclotrón. El  $^{68}\text{Ge}$  tiene una vida media de 280 días y decae por captura electrónica a  $^{68}\text{Ga}$ , que tiene una vida media de 68 minutos.

## Radiofármacos más utilizados y consideraciones de radioprotección

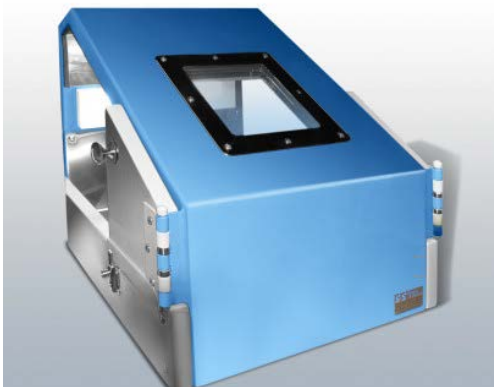
### Estudios con $^{18}\text{F}$ -FDG

La  $^{18}\text{F}$ -fluorodesoxiflucosa es un análogo de la glucosa y presenta entonces una biodistribución similar. Entra en las células por el mismo mecanismo de transporte que la glucosa pero al ser fosforilada en el interior de la célula, no sigue la misma ruta metabólica. La utilidad diagnóstica de este radiofármaco es muy amplia y permite realizar diagnóstico, estadificación y seguimiento de varias patologías tumorales y está aportando en forma creciente en cardiología y neurología.

En lo que respecta al procedimiento general para adquirir el estudio se presentan algunas ligeras variantes con respecto a los protocolos utilizados en Medicina Nuclear convencional. En cuanto a la recepción del vial multidosis puede producirse de dos maneras: puede comprarse a un proveedor que enviará el vial multidosis a través de un transporte habilitado o puede producirse in situ. El primer caso es lo frecuente en nuestro medio y lo habitual es que se reciba un solo vial multidosis por turno, que permitirá adquirir todos los estudios programados. En el segundo caso, (lo menos frecuente) si la institución cuenta con un ciclotrón en el lugar, lo más probable es que haya una ventana que comunique el laboratorio de radiofarmacia con el cuarto caliente de PET. A primera hora de la mañana entonces se pasa por esa ventana un contenedor blindado con el vial multidosis. Lo ideal es

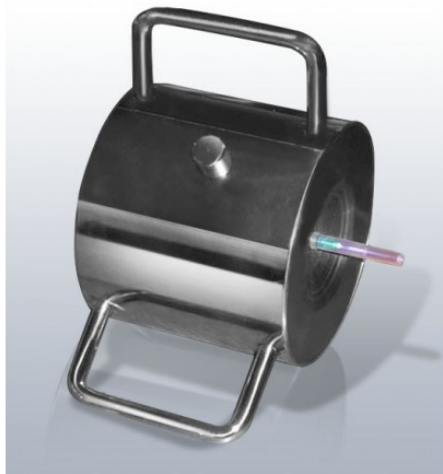
que si el servicio trabaja la jornada completa (mañana y tarde) se dispense un vial multidosis para la mañana y otro para la tarde, de manera de evitar una irradiación innecesaria de los técnicos.

A partir de ese vial multidosis, que debe permanecer toda la jornada dentro del contenedor blindado de al menos 2,5 cm de plomo, se fraccionarán las actividades a inyectar a cada paciente. En el caso de la FDG se inyecta 0,11 mCi/kg de peso, entonces para un paciente de 70 kg, hablamos de una dosis de entre 7 y 8 mCi. Todo este procedimiento se hace detrás de una pantalla plomada de 5 cm de espesor. Para evitar irradiaciones en el cristalino se utilizan varias estrategias: 1) se coloca en la parte superior un espesor de 10 cm de vidrio, 2) se coloca un espejo en la pared de manera que el técnico fraccione mirando el procedimiento en el espejo o 3) se utiliza una cámara instalada dentro de la pantalla fraccionadora cuya imagen se ve en un monitor externo colocado por encima de la misma.



Distintos modelos de pantalla fraccionadora. A la izquierda de visión directa a través de un vidrio plomado. A la derecha de visión diferida a través de una pantalla web.

Una vez que se fracciona la actividad, debe colocarse inmediatamente en el portajeringas, que en el caso de PET es un contenedor blindado de 5 cm de plomo en el que la jeringa queda posicionada de manera horizontal, como se muestra en la siguiente figura. El dispositivo para que la jeringa quede posicionada en el portajeringas está, no casualmente, recubierto interiormente de acrílico, para blindar la radiación beta del  $^{18}\text{F}$ .



Portajeringas utilizados habitualmente en PET

Como paso previo, al paciente se le coloca una vía por la que se hará pasar solución fisiológica y que facilitará la administración de la FDG. Por medio de una llave de 3 vías, la jeringa se inserta en una de esas vías y sin sacarla del blindaje, se presionará el pistón para que salga la actividad. La solución fisiológica permite el lavado de esa vía, de manera tal que la mayor parte de la actividad de la jeringa ingrese en el cuerpo del paciente. Una vez finalizado este procedimiento, debe medirse la actividad residual de la jeringa para ingresar en el equipo la actividad que efectivamente se inyectó. Desde el momento de la inyección hasta la toma de imágenes debe pasar una hora para permitir que el radiofármaco se biodistribuya correctamente. Durante este tiempo el paciente permanecerá en el inyectorio, que en general es un recinto exclusivo para una sola persona, con puertas y paredes blindadas. Ya que a partir de este momento el paciente se convierte en la fuente radioactiva, es importante que el técnico interactúe lo menos posible con el, y si debe hacerlo, procurar mantener una distancia apropiada. Es por este motivo que en los inyectorios habitualmente hay dispositivos de alarma, y en caso de que el paciente tenga algún inconveniente debe presionarlo para dar aviso al operador. Por ningún motivo el paciente debe circular libremente por los pasillos de la instalación y es deber del técnico y del médico que le realiza la entrevista, previamente a la inyección, explicarle todas estas cuestiones.

Una vez que transcurren esos 60 minutos, se le pide al paciente que orine antes de pasar a la sala del equipo, se elimina así alrededor del 15% de la actividad inyectada.

Para la toma de imágenes, el posicionamiento del paciente debe realizarse de la misma manera que para los estudios adquiridos en cámara gamma o SPECT, procurando permanecer lo más lejos posible del paciente, siempre y cuando sea posible, y recordando que la energía de los fotones gamma en PET es mucho mayor que en Medicina Nuclear convencional, más del doble si lo comparamos con  $^{99m}\text{Tc}$ . Si el estudio se realiza en un PET/CT y la tomografía se solicita con contraste endovenoso, el posicionamiento puede tardar 3:30 minutos. Una medición con dosímetro electrónico para este tipo de pacientes arroja un valor promedio de 2 uSv. Si suponemos que el técnico posiciona 5 pacientes por día, la dosis anual sería de 2,5 mSv, es decir la mitad de la restricción. Realizar estas pequeñas pruebas y comentar los resultados con los operadores de los

servicios, es una buena manera de concientizar sobre la contribución que tiene esta operación en la dosis anual.

Mientras se adquiere el estudio el operador permanece afuera de la sala. En los servicios PET más antiguos, que cuentan con tomógrafos PET dedicados, es común encontrar que la sala del equipo está separada de la consola de adquisición por una pared con una ventana sin vidrio. Con el advenimiento de los equipos híbridos sin embargo, que además de la tomografía PET realizan una tomografía computada, es obligatorio separar completamente estas dos salas. Para visualizar al paciente puede utilizarse vidrio plomado, un espesor de vidrio común de 10 cm aproximadamente o visión indirecta mediante cámaras. Esto se debe principalmente a las altas dosis que genera el tubo de rayos X.

Una vez finalizado el estudio el técnico ayuda al paciente a incorporarse, le da indicaciones para que se vista y recolecte sus cosas y se retire del servicio. Es importante nuevamente procurar que el paciente reciba todas las indicaciones antes de realizarse el examen, entre esas indicaciones deben advertirle como debe proceder luego del mismo, cuando podrá retirar el estudio, etc. Es habitual ver pacientes, que por la situación que atraviesan, quieren irse del Servicio con algo más que un “vuelta en 3 días a retirar el estudio” y por eso tratan de persuadir a los operadores para que miren las imágenes y les den una opinión. Esta situación aumenta innecesariamente la exposición.

### **Estudios con otros radiofármacos**

Por la vida media más corta de los otros radionucleidos, la cantidad de estudios que se realizan con radiofármacos como  $^{11}\text{C}$ -colina,  $^{11}\text{C}$ -metionina o  $^{13}\text{NH}_4^+$  está más limitada. Esto se debe principalmente a las altas actividades que habría que producir para que llegue una cantidad de actividad razonable al centro de destino, aunque no estuviera demasiado alejado geográficamente. Si bien el procedimiento general es el mismo, hay algunas observaciones interesantes que pueden comentarse respecto del momento de la inyección y adquisición de las imágenes. El ejemplo más interesante es quizás el de  $^{11}\text{C}$ -Colina. Al tener el  $^{11}\text{C}$  una vida media ultra corta, debe ser utilizado rápidamente luego de la producción. Su principal ventaja sobre FDG es la baja actividad de fondo de  $^{11}\text{C}$ -Colina en la región pélvica, y en particular la vejiga. Los protocolos que se utilizan para realización de este estudio contemplan el uso del inyectorio para la administración del radiofármaco y un tiempo de biodistribución de 10 minutos. Pasado ese período el paciente orina para eliminar el material radioactivo acumulado en la vejiga hasta ese momento y se traslada a la sala para comenzar con la adquisición. Investigaciones actuales sugieren modificar este protocolo realizando la inyección en la sala del equipo y surge entonces la necesidad de revisar las cuestiones relacionadas con la radioprotección. Se posiciona primero al paciente en la camilla y luego se lo inyecta. En este caso la posición para la inyección es más incómoda ya que el paciente se encuentra acostado y con el brazo flexionado por detrás de la cabeza. Una medición que incluye el fraccionamiento, transporte, inyección y administración arroja una dosis de 1 uSv (medido con dosímetro electrónico). Si bien no es de los radiofármacos más utilizados, un servicio que cuente con la posibilidad de producir este radiofármaco in situ, puede llegar a hacer entre 20 y 24 pacientes por mes. Si consideramos esos 24 pacientes por mes, la dosis anual sería de 288 uSv, solamente debido a estudios con  $^{11}\text{C}$ -Colina.

## Caso especial: Gamma probe

El gamma probe es un detector de radiación portátil que permite medir en un rango de energía que puede ir de los 20 a los 364 keV. Su utilización mas difundida (aunque no exclusiva) es en la detección del Ganglio Centinela, en la cirugía radioguiada de microcalcificaciones mamarias, y en el carcinoma oculto de mama.

Se denomina *Ganglio Centinela* (GC) al primer ganglio al que llega el flujo linfático desde un tumor primario. Si bien es un fenómeno que ocurre en numerosos tumores, por varias razones es en el cáncer de mama donde se le encontró más trascendencia al concepto. Dado que el flujo linfático es ordenado y previsible, las células tumorales diseminan secuencialmente. Es por ello que en el cáncer de mama, el estado del GC predice el estado del resto de la axila. En estadios tempranos de la enfermedad, el compromiso axilar es poco frecuente y el vaciamiento axilar, podría restringirse exclusivamente a las pacientes con axila positiva. Hace años, siempre se extirpaba la axila, preventivamente y para estadificar la enfermedad, aunque la mayoría de las veces, no estaba comprometida. Actualmente, gracias a la detección y análisis del GC, solo se extirpan las axilas a las que ya se haya diseminado la enfermedad al momento de la cirugía de la mama.

Una de las técnicas más empleadas para determinar el estado del ganglio centinela en cáncer de mama consiste en la inyección de un fármaco marcado con  $^{99m}\text{Tc}$ , en particular un coloide preformado (liofilizado) de gelatina de colágeno bovino, que emplea cloruro estañoso como agente reductor del  $^{99m}\text{Tc}$ . El protocolo indica que deben administrarse a la paciente alrededor de 200 uCi, pero las dificultades relacionadas con la calibración del detector y su consecuente pérdida de sensibilidad hacen que en la práctica las dosis que se administren sean de hasta 2 mCi.



Gamma probe C-Trak Galaxy

Una vez que el radiofármaco es administrado, deben esperarse entre 3 y 12 hs para realizar el procedimiento que no tendrá lugar en el servicio de Medicina Nuclear sino en un quirófano, en donde

el médico hará uso del detector gamma para identificar el lugar donde se concentró la actividad mediante las señales digitales y audibles que emite el dispositivo. Este *hot spot* se interpreta como ganglio centinela y una vez identificado se realiza una disección y se extirpa. Luego se debe verificar que la actividad residual en la zona sea menor al 10% de la medida en el ganglio reseado.

Si bien la actividad utilizada en este procedimiento no es de las mayores que hemos descripto a lo largo del capítulo, el personal que está en el quirófano está expuesto a posibles contaminaciones que resultan de la parte quirúrgica. Desde ya podemos mencionar todos los elementos que podrían contaminarse (bisturíes, pinzas, gasas, etc) y debemos decir también que no necesariamente el personal que realiza este procedimiento está capacitado para evaluar posibles contaminaciones con un detector geiger luego de finalizado el procedimiento. Es importante entonces que el médico responsable de la seguridad radiológica del servicio de Medicina Nuclear cuente con la libertad suficiente como para proponer un entrenamiento en protección radiológica al personal que intervendrá en estos procedimientos, a través de cursos o asistencia a jornadas destinadas a tal fin.

## Terapia en Medicina Nuclear

El uso terapéutico de las fuentes abiertas, o sea las terapias que se llevan a cabo en Medicina Nuclear, son lo que con más precisión se denomina *Radioterapias Metabólicas*

Para poder referirnos a la radioprotección en el contexto de la Radioterapia Metabólica (RTM), debemos cambiar completamente el paradigma que aplicamos en las prácticas diagnósticas con radioisótopos.

La RTM es una forma de radioterapia sistémica, basada en la captación selectiva de un radiofármaco por una molécula target. A diferencia de la Radioterapia Externa, se emplean fuentes abiertas de radioactividad. También se la conoce como Radioterapia Molecular, o Terapia Radionucleídica Sistémica. Hay muchos ejemplos de los procesos metabólicos de captación de un radiofármaco que se emplean en RTM; algunas muestras son: el  $^{131}\text{I}$  que es captado e incorporado a la tiroides; el  $^{89}\text{Sr}$  en forma de cloruro, que es captado por la matriz mineral ósea y selectivamente concentrado en zonas de actividad osteoblástica.

Repasemos. En los estudios diagnósticos, por definición, procuramos evitar todo cambio fisiológico o efecto farmacológico tras la administración del radiofármaco que empleamos. Esperamos que el radiocompuesto *marque* un órgano, un evento, un proceso metabólico, pero sin modificar el fenómeno que intentamos detectar. En el mismo sentido, procuramos que la dosis de radiación sea lo más pequeña posible minimizando el riesgo de la exposición sin sacrificar la información ni el beneficio. (Stabin, 2008)

En el empleo terapéutico de los radiofármacos, axiomáticamente, proyectamos destruir un tejido maligno o hiperfuncionante, e intentamos administrar la máxima dosis al tejido patológico, y lo mínimo posible a los tejidos sanos. El fundamento de la utilización de radionucleídos para terapéutica se basa en la muerte de las células del tejido patológico, en general por daño en el ADN.



En la medicina nuclear diagnóstica, con bajísimas dosis, pretendemos resguardarnos de los efectos estocásticos de las radiaciones ionizantes; en la Radioterapia Metabólica, empleando altas dosis, deseamos *optimizar* el efecto determinístico.

Para abordar los conceptos de radioprotección en las RTM, tomaremos como ejemplo la terapia más difundida que se realiza con  $^{131}\text{I}$  para el tratamiento de carcinoma de tiroides.

El protocolo tradicional suponía administrar una actividad fija de  $^{131}\text{I}$  para destruir las células tiroideas remanentes que puedan haber quedado luego de una cirugía de extirpación de la glándula. El objetivo del tratamiento es destruir el remanente de tejido tiroideo normal y destruir posibles focos microscópicos de células cancerígenas. Está clínicamente demostrado que este tratamiento tiene un impacto beneficioso en el control de la evolución de la enfermedad consiguiendo reducir tanto la tasa de recidivas como la mortalidad. Sin embargo, este esquema de actividad fija a administrar está siendo revisado poniendo en tela de juicio las posibles desventajas de este método. Uno de los puntos a considerar es que dependiendo de la radiosensibilidad del paciente el efecto de la dosis puede variar. No debe esperarse el mismo resultado si administramos 100 mCi a dos personas distintas pues ambas incorporarán y metabolizarán el  $^{131}\text{I}$  de manera diferente. Investigaciones más recientes para realizar este tratamiento proponen realizar un esquema basado en dosimetría y no en actividad fija, pensando en optimizar la dosis recibida por el paciente. La implementación de este esquema es más complejo de llevar a la práctica pero, como veremos en el capítulo siguiente, promete muchos más beneficios para el paciente que el esquema tradicional.

Sea cual fuere el protocolo adoptado es conveniente hacer algunos comentarios de los recaudos que debe tomar el paciente al que se le administra la dosis. Insistimos nuevamente en que todos estos avisos deben ser aplicados en detalle al paciente antes de la administración de la actividad para minimizar la exposición del personal técnico y médico del servicio.

En cuanto al paciente, las recomendaciones más comunes son beber abundante líquido para eliminar la mayor cantidad de orina y consumir caramelos ácidos o jugo de limón para ayudar a la salivación y evitar la retención de yodo en las glándulas salivales. Debe mantenerse lo más aislado posible y dormir en una habitación aparte. Para reflejar la situación y traducirla en números podemos hacer un cálculo sencillo utilizando nuevamente los datos extraídos del Radionuclide Data Handbook. Supongamos que un paciente recibe una dosis de 150 mCi de  $^{131}\text{I}$  por la mañana. 12 horas después el paciente dormirá toda la noche con su esposa, supongamos unas 8 horas. Si la esposa permanece a 50 cm del marido, en esa primera noche recibirá una dosis de 3,88 mSv (sin tener en cuenta la eliminación por orina ni la autoatenuación del paciente). Este es un valor comparable con el fondo de radiación que se recibe anualmente. Por eso sería importante cumplir con la recomendación de dormir en una habitación separada durante los primeros días del tratamiento.

Por supuesto hacer hincapié en mantenerse alejado de niños y mujeres embarazadas por 8 días. Como el  $^{131}\text{I}$  se elimina principalmente por orina, una vez que vaya al baño debe tirar la cadena 3 veces y si es hombre orinar sentado para evitar salpicar orina fuera de la taza o en sus bordes. El paciente debe utilizar sus propios cubiertos y debe lavarlos por separado de los utensilios del resto

de la familia. Una vez hecho el tratamiento se hará un barrido de control a los 6 días, luego a los 6 meses y cada un año para seguir la evolución del tratamiento.

Salvo estas indicaciones al paciente, significativamente diferentes las que se imparten en el empleo diagnóstico del radioyodo, las precauciones del operador cambian pero en un sentido cuantitativo, dado la magnitud de la dosis que se está manipulando. Invitamos al lector a que realice el cálculo de la exposición a que se sometería con el ejemplo de (“contaminarse con una gotita”) pero mientras prepara una dosis terapéutica con  $^{131}\text{I}$ .

Cabe al respecto un comentario. Hace ya tiempo existen las cápsulas para administrar el radioyodo. Son elaboradas con una precisión asombrosa y con la dosis que se necesite (desde la mas exigua dosis trazadora, hasta una elevadísima dosis terapéutica), “a demanda”. O sea existe una forma física de dispensar el radioyodo, que evita no solo la contaminación al manipularlo, sino también no se evapora (contaminando el aire) como la solución habitual de yoduro en agua. Es sorprendente que no sea esta la forma indicada (obligatoriamente y en las normas regulatorias) para utilizar el radioyodo. Obviamente la solución abierta y en agua es mas barata; pero no es tan significativa la diferencia si se tiene en cuenta seriamente la radioprotección

## Corolarios del capítulo

En este capítulo se intentó abordar el concepto de radioprotección de una manera práctica. Salirse del título pretensioso de “Filosofía de la Radioproteccion” y trasladar esos conceptos a la labor cotidiana de un servicio de Medicina Nuclear

No tiene sentido que sepamos de memoria cuáles son los tres pilares básicos de la radioprotección si cuando tenemos una jeringa en la mano no sabemos la tasa de dosis que está emitiendo ni los mecanismos a los que podemos recurrir para minimizar la dosis recibida.

Si el lector es estudiante de la carrera de Física Médica podrá creer que todo esto es un poco redundante. Que son cosas demasiado obvias (tiempo, distancia, blindaje, uso de guantes) y ni hace falta seguir educando en Radioprotección.

Pero lo invitamos a reflexionar y poner en duda esos conceptos. Por supuesto que el blindaje de la radiación, su dependencia del  $z$  del material interpuesto, de la distancia etc son cosa muy sabidas y comprobadas. Pero...

En primer lugar, no siempre los materiales interpuestos no tienen la densidad que anuncian. No es lo mismo una pared de concreto que una de ladrillos huecos. Y así...

Por otra parte, los tiempos considerados según las tablas actualmente en uso, y en base a las que se elaboran las memorias de cálculo de los servicios, contemplan tiempos que en la práctica son mucho mas prolongados; por ejemplo nadie inyecta en 10 segundos, ni posiciona un paciente en 1 minuto. La contribución *real* a la radioexposición de cada uno de los procedimientos es mucho mayor que la *teórica* según las tablas.

Podrá argumentarse que “bueno, pero las normas existen, no?” o algo parecido tipo “hay que cumplir las normas y listo”. Pero aún suponiendo que las normas son adecuadas, la cultura no se reformula en un día.

La práctica diaria nos encuentra cada vez más con operadores de distintos servicios de medicina nuclear que trabajan sin guantes, otros que usan la pileta del cuarto caliente para enjuagar sus utensilios personales y otros que olvidan ponerse el dosímetro y se acuerdan de su existencia al final de la jornada.

Es indispensable la presencia de un Físico Médico actuando como oficial de radioprotección; promoviendo la ejecución a conciencia de las tareas que involucran elementos radiactivos; educando en radioprotección. Insistimos en que la actual normativa, define esas incumbencias del físico médico, pero no le otorga la potestad para concretarlas. Sigue considerando al médico responsable del servicio y por ende quién tiene prerrogativa para decidir. Esto está un poco (mal) extrapolado de lo que ocurre en los servicios de radioterapia externa (bombas de cobalto, aceleradores etc). Allí el físico tiene un papel mas que preponderante en los cálculos que serán definitivos para el resultado de la radioterapia y el futuro del paciente. Dado que el médico es en última instancia el responsable ante una eventual mala praxis, dice, con relativo fundamento “si voy a ser responsable por algo que salga mal, quiero ser el que decida qué es lo que debe hacerse”. Pero eso no es lo que ocurre en un Servicio de Medicina Nuclear. Aquí estamos trabajando con fuentes abiertas. De la responsabilidad que hablamos es las referentes a la radio protección, no a la indicación del uso de los radioisótopos en el paciente, que sin duda es parte de un acto médico.

Pero los cambios se van a dar de todas maneras. Piensen que hace unos años, la radioterapia externa, la llevaba a cabo un médico radiólogo! No existía la figura del físico involucrado en los cálculos. Hoy eso sería una barbaridad, ilegal etc. Sin duda le tocará al que lee estas líneas, ser testigo de cambios similares en el trabajo con fuentes abiertas.

## Referencias

- Barberá L. et al (2001). Ganglio Centinela en cáncer de mama. Abordaje multidisciplinario; análisis crítico de la curva de aprendizaje; resultados obtenidos con un radiofármaco no utilizado anteriormente. *Revista Española de Medicina Nuclear* 20(4), 269-275.
- Barberá L. et al (2003). Carcinoma oculto de mama. Detección y cirugía radioguiada con <sup>99m</sup>Tc-MIBI. *Revista Española de Medicina Nuclear* 22(1), 6-12.
- Chain Y. (2014) Radiofármacos en Medicina Nuclear. La Plata. Edulp.
- Fanti S. (2010) PET/CT Beyond FDG. A quick guide to image interpretation. Springer.

# CAPÍTULO 6

## Dosimetría

Podemos distinguir entre dos formas de exposición a la radiación ionizante:

- Por Irradiación Externa
- Por Incorporación de Radionucleídos.

Si bien, el objetivo de la dosimetría es la determinación de la dosis equivalente y la dosis efectiva, para su análisis debe tenerse en cuenta que en el caso de la Incorporación de Radionucleídos los mecanismos de evaluación son diferentes de los que caracteriza a la Irradiación Externa. La diferencia radica en el hecho de que una vez incorporado el radionucleído, dicha fuente no irradia sólo cuando la persona está en un campo de radiación sino que la fuente seguirá irradiando en el tiempo, hasta que decaiga o sea eliminada del organismo.

El propósito de este capítulo es dar una introducción a los métodos de cálculo de dosis con fines de radioprotección. Es recomendable que el lector o lectora, primeramente, repase el capítulo de Magnitudes Dosimétricas.

### Dosimetría de la Irradiación Externa

Sabemos que la dosis equivalente  $H_T$  y la dosis efectiva  $E$  no se pueden medir. La forma en que podemos estimarlas es a través de:

- Magnitudes Operacionales
- Kerma  $K$  o Fluencia de Energía  $\Psi$ .

Las magnitudes operaciones se han introducido para estimar de una manera más rápida la dosis de radiación en el cuerpo humano. Las principales son *el equivalente de dosis ambiental* y *el equivalente de dosis individual* (ICRU, Pub 39). Tienen las siguientes características:

- Se definieron para todo tipo de radiación
- Son magnitudes de punto
- Son independientes de cambios que se introduzcan en la definición de la dosis efectiva
- Son aditivas
- Son compatibles con los instrumentos que existen
- Son medibles en laboratorios secundarios de calibración.

Si un dosímetro mide en un punto de un maniquí tejido equivalente  $H_p(10)$ , se entiende que mide  $H_p(10)$  con suficiente exactitud en el cuerpo de una persona.

Para su evaluación se considera un maniquí tejido equivalente definido por el ICRU con una composición determinada, para evaluaciones individuales o de área. Por ejemplo, para el cálculo del equivalente de dosis ambiental se utiliza la esfera ICRU:

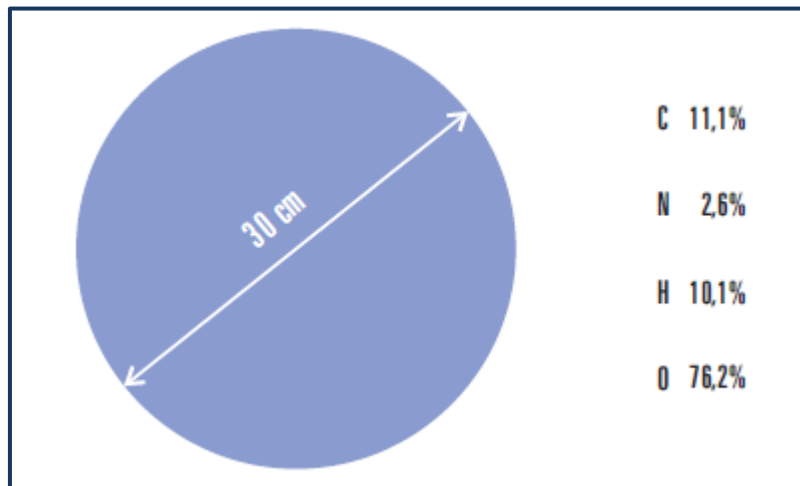


Fig.1: Esfera ICRU

Otra característica a tener en cuenta para la evaluación es la geometría de los campos de radiación, esto es:

- *Campo expandido*: los campos de radiación en el punto de medición se expanden conservando la fluencia y distribución espectral y angular (Fig.2).
- *Campo alineado*: los campos de radiación en el punto de medición son llevados a coincidir en una determinada dirección, conservando la fluencia y la distribución espectral (Fig.3).

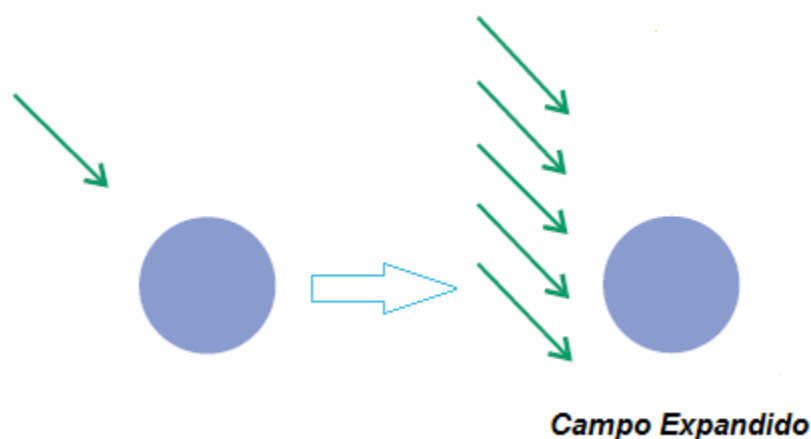


Fig.2: Campo Extendido

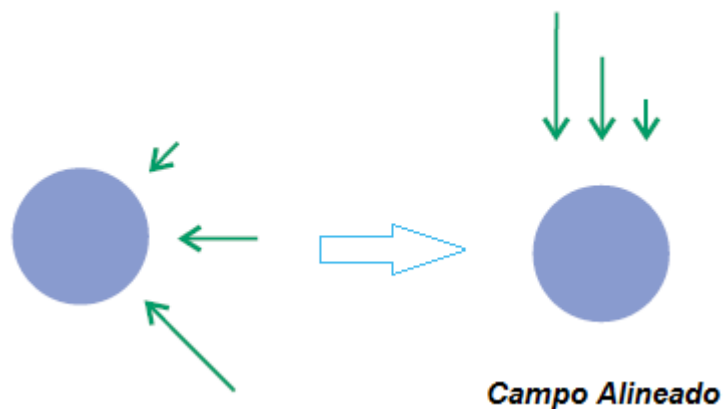


Fig.3: Campo alineado

Se calcula entonces, la dosis de radiación que producirá un campo expandido y alineado a una profundidad  $d$  en el maniquí ICRU.

Se registran de este modo, valores ya sea del equivalente de dosis ambiental o individual. En este último caso, estimamos la dosis equivalente en tejido muscular, a la profundidad apropiada  $d$ , bajo un punto especificado en la superficie del cuerpo. En el capítulo de Magnitudes mencionamos distintas profundidades  $d$  de acuerdo al tejido a evaluar.

Ya con los registros, relacionamos estos valores con la dosis efectiva que se produciría y graficando en función de la energía de la radiación (en este caso electromagnética) y considerando distintas geometrías, obtenemos un gráfico como el siguiente (Fig. 4):

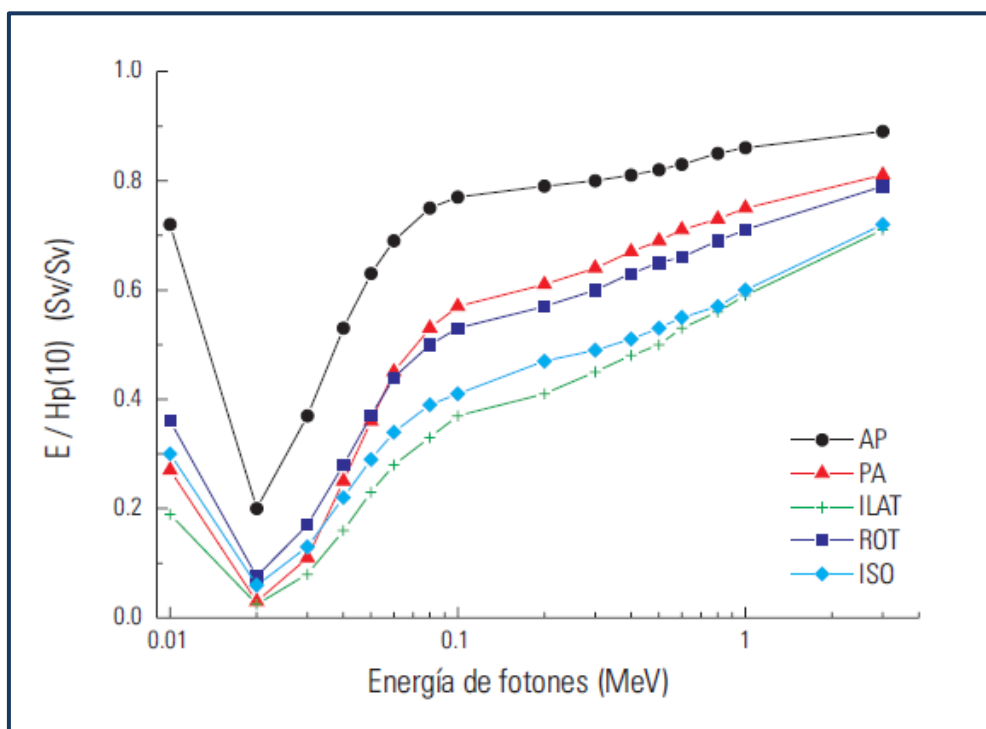


Fig.4: Relación entre la dosis efectiva,  $E$ , y la dosis equivalente personal,  $Hp(10)$ , para fotones en distintas geometrías de irradiación.

Este tipo de gráficos se realiza para todos los tipos de radiación y geometrías.

En este caso observamos que las geometrías consideradas son:

- A/P: el campo de irradiación incide perpendicular al eje longitudinal del cuerpo, desde la parte anterior hacia la posterior.
- P/A: incidencia desde la parte posterior hacia la parte anterior del cuerpo.
- LAT: el campo de radiación incide lateralmente, en forma perpendicular al eje longitudinal del cuerpo. Cuando es necesario, se especifica si es desde la derecha a la izquierda (DLAT) o desde la izquierda a la derecha (ILAT); en caso de no existir diferencias significativas entre las dosis absorbidas para ambas geometrías, se trabaja con el promedio.
- ROT: se define al rotar el cuerpo a una velocidad constante, en un haz unidireccional, perpendicular al eje longitudinal.
- ISO: se define como un campo de radiación en el que el número de partículas por unidad de ángulo sólido es independiente de la dirección.

Se observa que la dosis equivalente individual  $H_p(10)$  aproxima, en forma conservativa, a la dosis efectiva que recibe una persona en el lugar. Esto es:

$\frac{E}{H_p(10)} < 1 \rightarrow E < H_p(10)$ , para el rango de energías estudiado. La sobreestimación de la dosis efectiva es marcadamente significativa a energías bajas.

Por lo tanto, calibrando adecuadamente dosímetros individuales en unidades de  $H_p(10)$  se dispone de un detector cuya medición nos permite estimar dosis efectiva.

De todos modos no es recomendable generalizar esta afirmación a cualquier campo de radiación existente en la práctica.

Por ejemplo, para una exposición *inhomogénea* la expresión anterior no es válida. Aquí, es necesaria una evaluación más detallada. Debe efectuarse un análisis del lugar de trabajo y determinar factores dosimétricos específicos para dicha práctica.

Las magnitudes operacionales proveen un método muy simple para evaluar las dosis de irradiación. Sin embargo también existen métodos relacionados con las magnitudes kerma  $K$  y Fluencia de Energía (Fig.5). Estos métodos proveen *factores de conversión* para la irradiación externa X o  $\gamma$  en diferentes geometrías. Dichos coeficientes se encuentran tabulados en las publicaciones del ICRP 51 y 74.

### Veamos un ejemplo:

Consideremos una fuente de fotones de 200KeV, geometría de irradiación A/P. Se midió en un punto un valor de kerma en aire libre de 1mGy. ¿Cuál es la dosis efectiva?

En el grafico ubicamos la relación  $\frac{E}{K_a}$  para una energía de 200 keV. Luego

$\frac{E}{K_a} \cong 1,2 \text{ Sv/Gy}$ . La dosis efectiva es entonces  $K_a * 1,2 \frac{\text{Sv}}{\text{Gy}} = 1,2 \text{ Sv}$ .

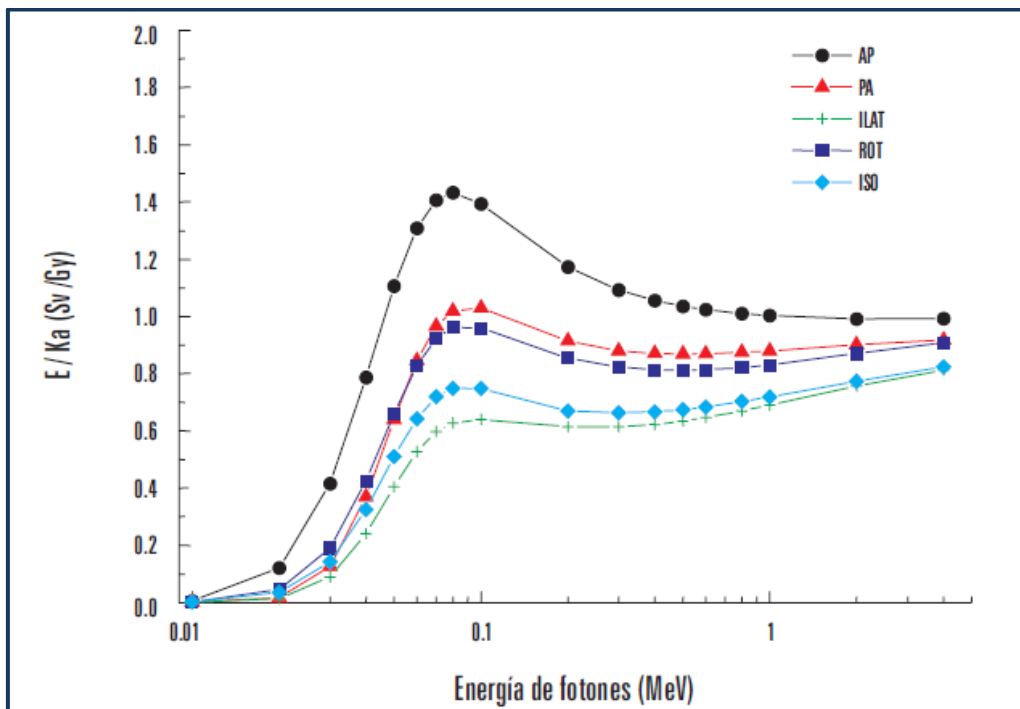
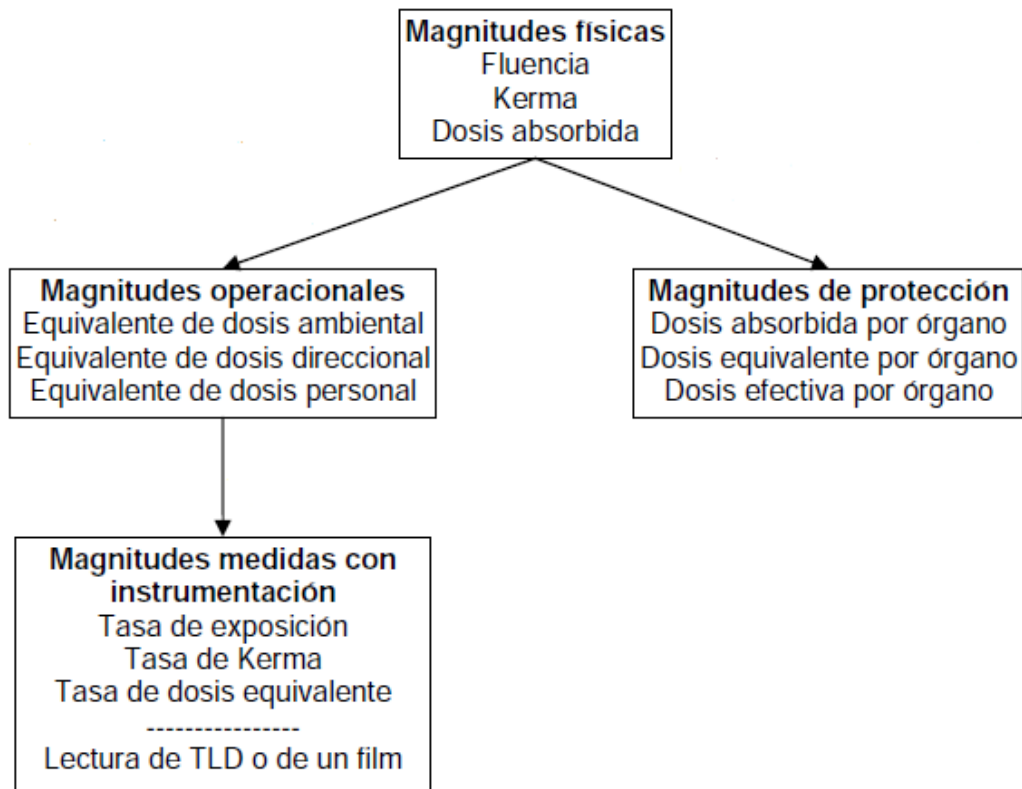


Fig.5: Relación entre la dosis efectiva, E, y kerma en aire, en función de la energía de los fotones, para distintas geometrías de irradiación



El siguiente diagrama muestra el resumen de los conceptos analizados:



## Dosimetría de la Irradiación Interna

Existen muchas aplicaciones en las cuales se manipulan fuentes de radiación con el riesgo de contaminarse internamente o aplicaciones en las cuales se busca precisamente un resultado positivo a partir de la incorporación de radionucleídos. La medicina nuclear es una disciplina que se caracteriza por tener ambos tipos de uso. Se utilizan radionucleídos con fines diagnósticos y/o terapéuticos y por otro lado, la protección de los trabajadores ocupacionalmente expuestos durante la manipulación de dichos radionucleídos.

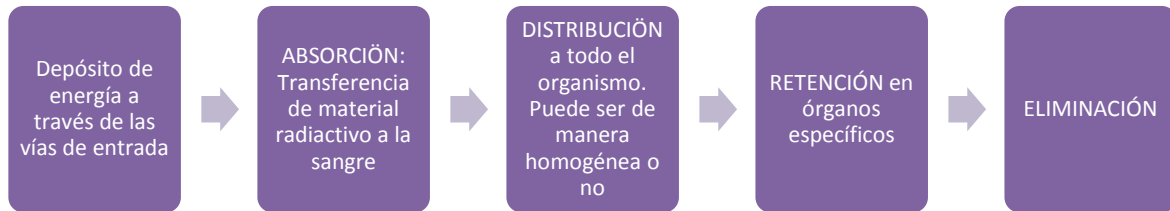
Esta parte del capítulo se focalizará en la descripción de la dosimetría de este tipo de irradiación, es decir, la irradiación interna.

Se presupone que el lector o lectora comprende los conceptos de *Dosis Integrada*, *Energía Específica Efectiva* y *Dosis Equivalente Comprometida en un Órgano o Tejido*. Si no es así, se recomienda su lectura previo a la inicio de esta parte del capítulo.

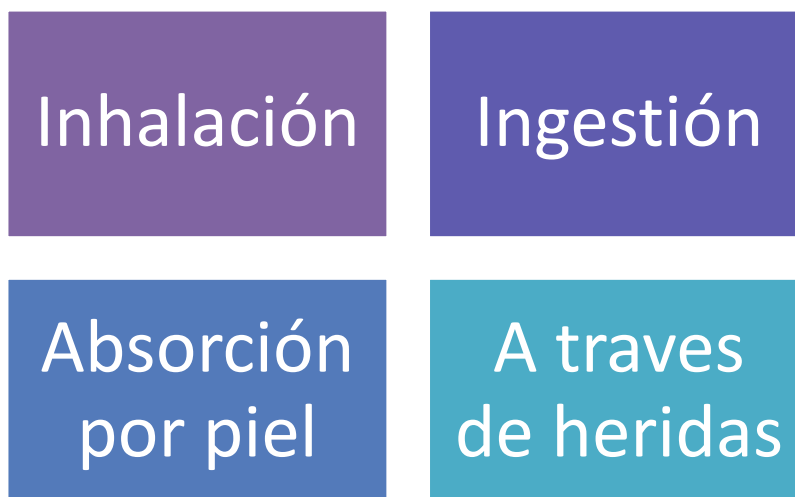
## Incorporación, Vías de Incorporación y Coeficientes de Dosis.

Cuando se incorpora un radionucleído, éste se deposita en órganos o tejidos que se convertirán en fuentes de radiación para el resto de los órganos. En el caso de la radiación de partículas, alfa o beta, la energía de la radiación se deposita en el mismo órgano o tejido. En el caso de la radiación electromagnética, se puede depositar en todo el cuerpo. Aquí, la dosis se entrega durante un tiempo determinado.

Resumidamente, una incorporación sigue las siguientes etapas:



Las vías de entrada o de incorporación pueden ser:



Cada vía tiene sus características, y una vez que el radionucleído ingresa y se distribuye por el organismo se dice que hubo una *INCORPORACIÓN O INTAKE*.

Brevemente, la vía inhalación se caracteriza por el depósito de material en los tramos del tracto respiratorio donde se depura por transferencia a la sangre y a los ganglios linfáticos y también a parte del tracto gastrointestinal. Es la vía más común de incorporación.

Cuando el radionucleído es incorporado por ingestión, se trasfiere hacia los líquidos extracelulares, sobre todo en el intestino delgado. Su excreción es por heces.

La absorción por piel se da en caso de agua tritiada y Yodo. Por lo general la piel actúa como una barrera para la incorporación pero la piel que sufrió una herida deja de serlo. El material radiactivo pasa directamente a los líquidos extracelulares o puede ser retenido en los ganglios subcutáneos y musculares y en los ganglios linfáticos localizados.

Cuando el radionucleído está en el organismo su biodistribución y su tiempo dentro del mismo estará signado por sus características fisicoquímicas y por supuesto, la vía de entrada.

Es necesario poder encontrar la forma en que la distribución cambia con el tiempo, es decir, sus *funciones de retención o excreción*. Para ello se plantean modelos *biocinéticos* que describen de manera aproximada lo que sucede. Estos modelos no son individuales, es decir, no son para cada persona sino para el modelo de hombre/mujer hipotético. Este modelo se caracteriza por tener fijados los parámetros biológicos. Por supuesto dichos parámetros muchas veces se desvían de los que caracterizan determinadas poblaciones pero a los fines de protección radiológica son suficientes. Vamos a volver sobre este punto al final del capítulo.

Las funciones de retención y excreción no sólo describen la forma en que se mueve el radionucleído sino que además permiten calcular incorporaciones. Esto es particularmente importante porque en lo que a vigilancia radiológica concierne, cuando hay una incorporación o se sospecha de una, no se sabe de cuánto material o la fecha en la que se produjo. Distinto es el caso de los pacientes, a los que intencionadamente se les provoca una incorporación.

Luego de que el material radiactivo pasa a sangre, llamada *INCOPORACION SISTÉMICA O UPTAKE*, su distribución y retención se describe para modelos metabólicos específicos para cada radionucleído. (Fig 6).

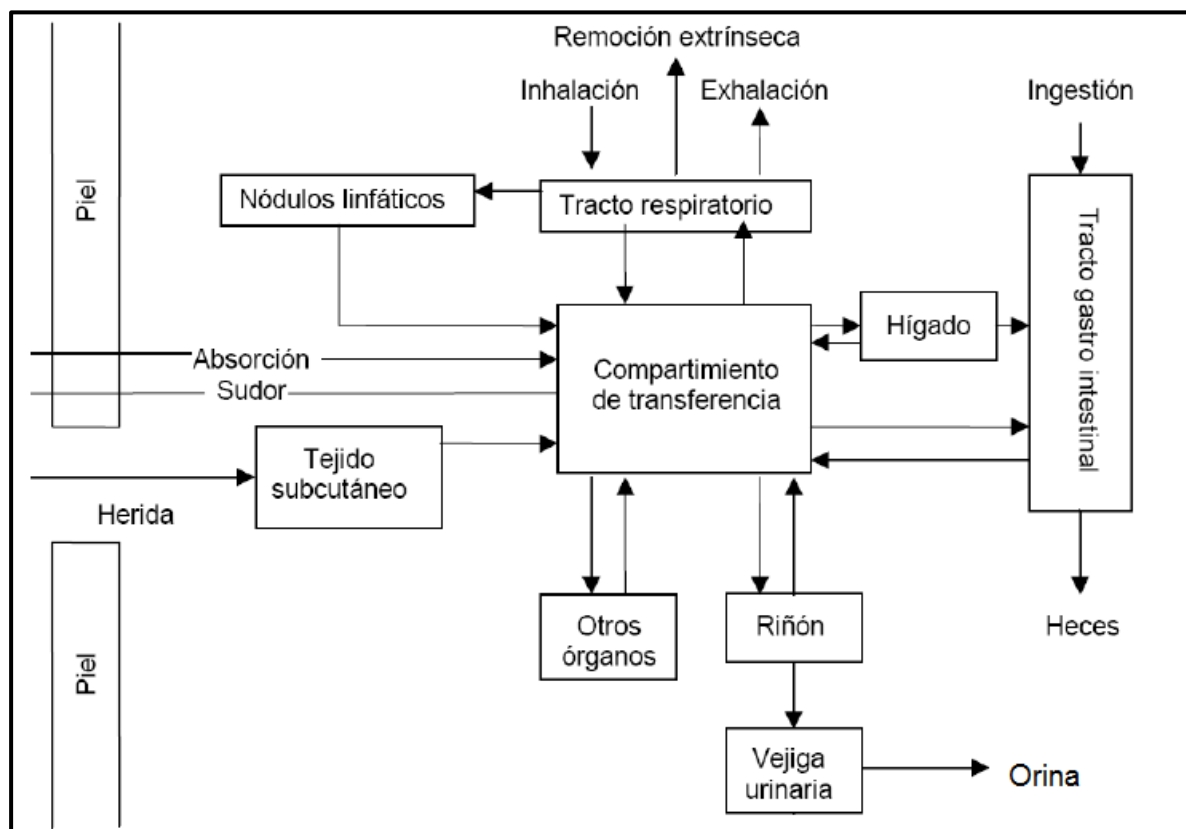


Fig 6: Vías de entrada y caminos metabólicos

## Enfoque: TRABAJADORES OCUPACIONALMENTE EXPUESTOS

En el caso de los trabajadores en medicina nuclear, existe riesgo de incorporación. Todo el sistema de radioprotección del servicio debe estar debidamente pensado y equipado para reducir los riesgos por incorporación al mínimo posible.

En caso de que ocurra una incorporación por lo general hay dos preguntas: ¿Cuánto incorporó? ¿Cuándo lo incorporó?

La segunda pregunta se puede contestar si efectivamente existió un incidente y se tiene registro del mismo. En caso de que no se sepa la fecha exacta lo que recomienda hacer es lo siguiente:

- Si el trabajador es periódicamente monitoreado (supongamos que se trabaja con un radionucleído tal que requiere monitoreo rutinario) y no se sabe el momento de la supuesta incorporación, se toma el punto medio del periodo. Ej: Si se lo monitorea cada 15 días, el punto medio será 7.5 días.
- Si las tareas del trabajador no implican que se lo monitoree, entonces es más difícil evaluar el momento de incorporación. Se sugiere tomar varias mediciones tanto directas o indirectas del individuo afectado durante días sucesivos y comparar los resultados con las curvas de retención para el radionucleído en cuestión. Esto dará una estimación del momento en cual se produjo la misma y así se podrá aproximar la incorporación.

Ahora bien, la primera pregunta es la que tenemos que responder necesariamente si queremos evaluar la dosis efectiva comprometida, ya que la forma en que lo hacemos es:

$$E(50) = I * e(50)$$

Donde I es la incorporación en unidades de actividad (Bq o Ci), y e(50) es el coeficiente de dosis en unidades de Sv/Bq. El coeficiente de dosis da cuenta de la dosis efectiva comprometida debida a la incorporación de 1Bq de actividad del radionucleído en cuestión.

¿De dónde sale e(50)?

Los valores de e(50) son valores tabulados para cada radionucleído, vía de entrada, tipo de absorción (Slow, Moderate, Fast), y se dan para miembros del público y trabajadores. Se pueden encontrar en el anexo de la norma de la Autoridad Regulatoria Nuclear 10.1.1.

Por lo tanto, lo importante es saber cuánto vale I.

Para la evaluación de la incorporación en trabajadores se puede optar por métodos directos o indirectos. Los primeros son aquellos en donde se mide directamente al individuo a través de sistemas de detección inmediata, por ejemplo, el Contador de Cuerpo Entero. Los métodos indirectos incluyen el análisis de muestras biológicas.

En ambos casos, se relaciona el resultado de la medida o análisis con las funciones de retención/excreción correspondientes para el tipo de radionucleído, tipo de absorción y forma química. Esto es:

$$I(Bq) = \frac{M(Bq)}{m(t)}$$

Donde M es el resultado de la medición y m(t) el valor que toma la función de retención/excreción para el tiempo t después de la incorporación. m(t) se encuentra tabulada y fue calculada para la persona de referencia.

Vale agregar que el procedimiento para el cálculo de incorporación en situaciones accidentales debe evaluarse caso por caso. Sobre todo si el individuo comprometido tiene características que se desvían significativamente de las características de los modelos metabólicos (ej. disfunción marcada en determinados órganos clave). Para ello la autora de este texto sugiere que la evaluación la realice un grupo interdisciplinario de trabajo. Es decir, un grupo de personas especializadas en distintas áreas (físico/a médico/a, ingenieros/as, médicos/as especialistas, radiobiólogos/as, etc). La razón de esta sugerencia es porque en determinadas situaciones es necesario consensuar criterios para la evaluación con especialistas que tienen otro enfoque distinto al nuestro. Esto fortalece el resultado de la evaluación. Es deseable asimismo, que haya un intercambio fluido con el individuo comprometido, a fines de brindarle la información necesaria de una manera adecuada y tranquilidad. Los individuos que pasan por este tipo de situaciones necesitan mucha contención de parte de los evaluadores y de sus responsables. Siempre es deseable el trabajo en equipo.

## **Enfoque: EXPOSICIÓN MÉDICA DE LOS PACIENTES**

Aquí la dosimetría interna es abordada por diferentes propósitos. Puede ser por procedimientos diagnósticos o por procedimientos terapéuticos.

La dosimetría para diagnóstico se lleva a cabo con fines de optimización de los procedimientos. El ICRP en su publicación 53 da los valores de dosis absorbida por unidad de actividad inyectada para varios radionucleidos en diagnóstico.

En el caso de terapias, el objetivo de la dosimetría es optimizar el procedimiento de modo tal de maximizar la dosis en tumor. En este caso la evaluación es individual, es para el paciente y no para la persona de referencia.

La dosimetría a nivel de órganos puede llevarse a cabo a través de la utilización de imágenes 2D o 3D. Se busca siempre que la dosimetría sea lo más específica para el paciente a tratar. Esto se puede llevar a cabo aplicando relaciones de masa que contemplen las diferencias entre la masa de los modelos hipotéticos de referencia y la del tumor a tratar, como en el caso del formalismo MIRD.

En lo referido a protección radiológica en pacientes en terapia de radionucleidos cuyo esquema de decaimiento tiene emisión de radiación electromagnética, hay un aspecto a considerar relativo al personal confortador, familiares o miembros del público.

Tomemos el caso de los tratamientos con  $^{131}\text{I}$ .

El  $^{131}\text{I}$  es un emisor de radiación beta con emisiones asociadas de radiación  $\gamma$  que provocan la exposición de otros tejidos además de la tiroides e, incluso, de otras personas.

Aquí debe distinguirse entre el tratamiento con  $^{131}\text{I}$  del cáncer de tiroides y el de otras enfermedades, como el hipertiroidismo. En el primer caso, no puede enviarse normalmente al paciente a casa inmediatamente después de haber administrado el radionucleido. Esto es debido a que tanto la excreción como la radiación externa emitida por el paciente hará que otras personas en contacto con él o ella, reciban durante unos días dosis de radiación. Además, durante este primer periodo, el paciente necesita atención médica. Normalmente a los dos o tres días la actividad restante en el paciente será lo suficientemente baja como para poder darle el alta.

En el segundo caso, la exposición de familiares u otras personas que no obtienen ningún beneficio en cuanto a su salud, debe justificarse debidamente.

Si el lugar donde se realice el tratamiento no dispone de una habitación especialmente protegida, los demás pacientes podrían verse expuestos a la radiación, por lo que en algunos países los pacientes

de hipertiroidismo reciben tratamiento ambulatorio. La radiación externa directa procedente del paciente y la exhalación de  $^{131}\text{I}$  son posibles fuentes de dosis significativas para otras personas. La exposición a estas fuentes debería prevenirse o reducirse en la medida de lo razonablemente posible.

Claramente hay que tener en consideración la irradiación por parte del paciente tratado a las personas que lo asistan. Esta consideración debe enfocarse desde el principio de *optimización* de la práctica. Es recomendable que se establezcan *restricciones de dosis* para las exposiciones de aquellas personas que consciente y voluntariamente colaboran en la asistencia y confort de los pacientes que estén sometidos a diagnóstico o tratamiento médico. Es deseable que los médicos/as que prescriben el tratamiento comunique debidamente las características del tratamiento e incluso recomienden instrucciones acerca de cómo asistir a un paciente en tratamiento, en lo referido a protección radiológica (por ej. Que el paciente se encuentre lo más lejos posible de otra persona, consideraciones acerca del uso del baño, lactancia, etc). En este punto es importante enfatizar el rol del profesional en física médica.

Una manera de evaluar la intensidad de la dosis es estimarla utilizando una cámara de ionización y el valor puede convertirse a una tasa de dosis equivalente en el momento de que se trate. Por lo general, para la medición de la tasa de dosis, se toma la lectura más alta en el lugar de mayor absorción del paciente, que será la tiroides, pero en un paciente tratado de metástasis tiroideas puede ser cualquier parte del cuerpo.

# Bibliografía

- Autoridad Regulatoria Nuclear (2000). Radioprotección en las aplicaciones médicas de las radiaciones ionizantes. Buenos Aires. ARN.
- Barberá, L. et al (2003). Carcinoma oculto de mama. Detección y cirugía radioguiada con  $^{99m}\text{Tc}$  MIBI. *Revista Española de Medicina Nuclear* 22(1), 6-12.
- Barberá, L. et al. (2001). Ganglio Centinela en cáncer de mama. Abordaje multidisciplinario; análisis crítico de la curva de aprendizaje; resultados obtenidos con un radiofármaco no utilizado anteriormente. *Revista Española de Medicina Nuclear* 20(4), 269-275.
- Comisión Europea (1998). Protección radiológica 97. Protección radiológica después de una terapia con yodo 131 (Exposición debida al contacto con pacientes ambulatorios o dados de alta). Luxemburgo.
- Chain, Y. (2014). *Radiofármacos en Medicina Nuclear*. La Plata. Edulp.
- Fanti, S. (2010). *PET/CT Beyond FDG. A quick guide to image interpretation*. Springer.
- IAEA (2014). *Nuclear Medicine Physics: A Handbook for Teachers and Students*. Viena.
- ICRP (2007). *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).
- ICRU. (1962). *Radiation Quantities and Units, Report 10a of the International Commission on Radiation Units and Measurements, Natl. Bur. Std Handbook 78*.
- Lindell, Bo. (2012). *Historia de la radiación, la radioactividad y la radioprotección: La caja de Pandora*. Buenos Aires. 1ra. edición. Sociedad Argentina de Radioprotección. E-Book.

## Los autores

### **Sanz, Vanesa**

Licenciada en Física Médica de la Universidad Nacional de La Plata. Especialista en Física de Medicina Nuclear (Permiso individual 25613/0/0/4-21). Como becaria profesional de la Comisión Nacional de Energía Atómica desempeña sus tareas en el área de la Medicina Nuclear en la Fundación Centro Diagnóstico Nuclear. Además es Jefe de Trabajos Prácticos de la Universidad Nacional de La Plata en la Facultad de Ciencias Exactas en las cátedras: “Física de la Salud, radioprotección y radiofísica sanitaria” y “Técnicas en Radioanálisis”, de la Licenciatura en Física Médica.

### **Fernandez, Luz**

Licenciada en Física Médica. Actualmente se desempeña como auxiliar docente en la Universidad Nacional de La Plata y como Jefa de Trabajos Prácticos en la Universidad Nacional Arturo Jauretche. Responsable de dosimetría en el Laboratorio de Dosimetría Personal y Área de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

### **Illanes, Luis**

Médico. Especialista en Medicina Nuclear. Especialista en Isótopos Radiactivos. Especialista en Endocrinología. Profesor Adjunto, de la Asignatura Física de la Medicina Nuclear, de la Carrera de Física Médica, de la Facultad de Ciencias Exactas de la UNLP. Profesor Adjunto, Asignatura “Laboratorio en Medicina Nuclear”, de la Carrera de Física Médica, de la Facultad de Ciencias Exactas de la UNLP. Miembro del CAAR (Consejo Asesor de Aplicaciones de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de 2010 a 2016.



Sanz, Vanesa

Radioprotección en medicina nuclear: fundamentos y buenas prácticas / Vanesa Sanz; Luz Fernandez; Luis Illanes. - 1a ed. - La Plata: Universidad Nacional de La Plata, 2017.

Libro digital, PDF

Archivo Digital: descarga y online  
ISBN 978-950-34-1523-8

1. Medicina Nuclear. I. Fernandez, Luz II. Illanes, Luis III. Título  
CDD 610

Diseño de tapa: Dirección de Comunicación Visual de la UNLP

Universidad Nacional de La Plata – Editorial de la Universidad de La Plata  
47 N.º 380 / La Plata B1900AJP / Buenos Aires, Argentina  
+54 221 427 3992 / 427 4898  
edulp.editorial@gmail.com  
www.editorial.unlp.edu.ar

Edulp integra la Red de Editoriales Universitarias Nacionales (REUN)

Primera edición, 2017  
ISBN 978-950-34-1523-8  
© 2017 - Edulp

**e**  
**exactas**