

# METODOLOGÍA DE EVALUACIÓN DE UNA MEMORIA DE CÁLCULO DE UN CENTRO PET

## 1. GENERALIDADES

La tomografía por emisión de positrones (PET) se basa en el reemplazo de un átomo presente en el metabolismo humano por un núcleo radiactivo del mismo átomo. La característica fundamental del PET es que el radionucleido administrado es de vida media corta y emite positrones por decaimiento radiactivo. Los positrones emitidos se aniquilan con los electrones presentes en los tejidos humanos, emitiendo posteriormente dos fotones de 511 keV en la misma dirección, en sentidos opuestos. De esta manera, mediante una detección por coincidencia gama es posible ubicar y seguir el desarrollo de un dado tumor dentro del organismo de una persona.

De todos los radionucleidos utilizados en tomografía por emisión de positrones ( $^{18}\text{F}$ ,  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$ ,  $^{11}\text{C}$ , etc), el más importante desde el punto de vista de la protección radiológica es el  $^{18}\text{F}$ . Esta afirmación se basa en que el  $^{18}\text{F}$  tiene la de vida media más larga (109.8 minutos) y si a este hecho le sumamos que el  $^{18}\text{F}$  es el radionucleido más aplicado, se puede verificar que las dosis asociadas son más altas que en el resto de los nucleidos utilizados en el método PET.

Con el objetivo de entender básicamente como funciona un centro de diagnóstico por método PET, a continuación pasaremos a describir brevemente de manera general cada una de las operaciones que involucran manejo de fuentes de radiación dentro de dichos centros:

- a) Recepción: Se recibe el vial multidosis en su contenedor blindado y se lo traslada al cuarto caliente. Una vez en el cuarto caliente se extrae el vial del contenedor y se lo coloca en un activímetro blindado con plomo para su medición. Una vez realizada la medición, el vial es depositado en un castillo plomado en donde permanece hasta su fraccionamiento posterior. Durante esta operación el tiempo que el operador se expone a la fuente sin la protección del blindaje es del orden de 5 a 10 s. La operación descrita se realiza por única vez al principio del día, cada vez que se recibe un suministro externo de material radiactivo.
- b) Fraccionamiento: Se fracciona la actividad que va a ser administrada a cada uno de los pacientes. Para tal fin se extrae la dosis correspondiente mediante una jeringa, la cual posteriormente es colocada dentro del activímetro para su medición. Durante toda la operación el vial multidosis permanece dentro del castillo de plomo. El tiempo que el operador se expone a la fuente sin la protección del blindaje es del orden de 5 a 10 s. Esta operación se realiza una vez por cada uno de los pacientes.
- c) Transporte: Se coloca la jeringa dentro de un contenedor blindado con plomo y se la traslada hasta el cuarto de inyección correspondiente. El tiempo típico que dura este traslado es del orden de los 15 s. Al igual que el fraccionamiento, esta operación se realiza una vez por cada uno de los pacientes.
- d) Inyección: Durante esta operación se administra al paciente la actividad correspondiente a su tratamiento. Las dosis típicas administradas en el caso de adultos varían entre 370 y 740 MBq (10 – 20 mCi). Esta operación se realiza en el cuarto de inyección. El tiempo

típico de aplicación de la inyección del radionucleido puede variar entre 30 s y unos minutos.

- e) Recuperación: El paciente debe reposar en la sala de recuperación correspondiente, a fin de permitir que la actividad administrada sea incorporada a su organismo de manera adecuada. El tiempo de reposo del paciente típicamente puede variar entre 30 y 90 minutos. Luego del tiempo de reposo y previo a la toma de imágenes el paciente deberá evacuar toda la actividad contenida en su vejiga, la cual es del orden del 15 % de la incorporada. Muchas veces la sala de recuperación es la misma sala de inyección.
- f) Ubicación del paciente: El paciente es trasladado desde la sala de recuperación hasta la sala donde se encuentra el scanner PET. Una vez allí el mismo es ubicado en la camilla de la manera adecuada al estudio que va a ser llevado a cabo. El tiempo típico que se invierte en el traslado y ubicación del paciente es del orden de 2 a 3 minutos.
- g) Toma de imágenes: Se realiza la toma de imágenes correspondiente al estudio del paciente. Los estudios más usuales requieren entre 20 minutos y una hora de toma de imágenes en el scanner PET.

Cabe aclarar como se dijo anteriormente que estas son descripciones generales de las operaciones usuales llevadas a cabo en un centro PET. Eventualmente, cada centro en particular podría desglosar cada una de estas operaciones en otras operaciones más simples.

## 2. METODOLOGÍA DE CÁLCULO

Como en el resto de los métodos de cálculo de dosis aplicados en radioprotección, aquí también se trabaja con el concepto de rendimiento. Recordemos que el rendimiento de una fuente puntual isotrópica es la tasa de dosis que produce a 1 m de distancia, cuando su actividad es de 1 Bq. Teniendo en cuenta los factores de conversión de fluencia a dosis efectiva en geometría antero - posterior (AP) dados por el ICRP74, es posible calcular el rendimiento de una fuente puntual isotrópica, para el caso de los radionucleidos más comúnmente usados en el método PET. Los resultados se encuentran en la tabla 1.

Radionucleido	Rendimiento $\mu\text{Sv m}^2 / \text{MBq h}$
$^{11}\text{C}$	0.144
$^{13}\text{N}$	0.144
$^{15}\text{O}$	0.144
$^{18}\text{F}$	0.139
$^{64}\text{Cu}$	0.027
$^{68}\text{Ga}$	0.133
$^{82}\text{Rb}$	0.150
$^{124}\text{I}$	0.145

**Tabla 1. Rendimiento de las diferentes fuentes usadas en el método PET**

De acuerdo con la tabla 1 el rendimiento del  $^{18}\text{F}$  tiene un valor de,

$$\Gamma = 0.139 \mu\text{Sv m}^2 / \text{MBq h} \quad (1)$$

Basándonos en el rendimiento de la fuente, podemos definir la carga de trabajo,  $W$ , para una dada operación en particular. Sea una fuente de actividad  $A[\text{MBq}]$ , con un tiempo de uso  $t_{op}[\text{h/operación}]$  para una operación dada, la cual se realiza  $N_{op}$  veces por año, en ese caso, la carga de trabajo correspondiente viene dada por

$$W_{op} \left[ \frac{\mu\text{Sv m}^2}{\text{año}} \right] = \Gamma \left[ \frac{\mu\text{Sv m}^2}{\text{MBq h}} \right] A[\text{MBq}] t_{op} \left[ \frac{\text{h}}{\text{op}} \right] N_{op} \left[ \frac{\text{op}}{\text{año}} \right] \quad (2)$$

En esta fórmula no se tiene en cuenta el decaimiento de la fuente, pues el tiempo de operación  $t_{op}$  es mucho menor que la vida media de la fuente ( $t_{op} \ll T_{1/2}$ ). Posteriormente, realizaremos una corrección a fin de tener en cuenta el hecho de que nuestras fuentes en general no cumplen con esta hipótesis (por ej. vida media del  $^{18}\text{F}$  es del orden de 2 horas). Es importante destacar que fuente se puede referir tanto a una fuente radiactiva propiamente dicha como a un paciente al cual se le ha administrado el radionucleido. Resulta evidente que en la práctica no existen fuentes puntuales, ya que todas en mayor o menor medida poseen una extensión espacial determinada. El hecho de considerar a las fuentes como puntuales representa una suposición de carácter netamente conservativo. El paciente representa un caso muy particular de fuente de radiación, ya que debido a su extensión espacial resultan importantes tanto su autoatenuación como la distribución del radionucleido en el cuerpo del mismo. Esta autoatenuación depende de la energía de la fuente de radiación presente dentro del paciente. En el caso particular de los radionucleidos utilizados en PET, cuya energía de interés es de 511 keV, los estudios encontrados en la bibliografía indican que el valor promedio de la autoatenuación de un paciente tipo es de aproximadamente 0.64. En resumen, al considerar al paciente como fuente supondremos una fuente puntal afectada por un factor de atenuación de  $k = 0.64$ .

Veamos ahora las correcciones necesarias para considerar el decaimiento de la fuente. Supongamos que inicialmente la fuente de vida media  $T_{1/2}$  genera durante una operación dada una tasa de dosis  $\dot{D}_0$ , queremos calcular la dosis total producida entre el tiempo inicial  $t_1 = 0$  y el tiempo que dura la operación en cuestión  $t_1 = t_{op}$ . Realizando la integral correspondiente, resulta que la dosis buscada viene dada por

$$D(t_{op}) = \dot{D}_0 t_{op} \frac{1}{\lambda t_{op}} \left( 1 - e^{-\lambda t_{op}} \right)$$

donde  $\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$  es la constante de decaimiento del nucleído. Definiendo el factor de reducción de dosis como

$$R_{t_{op}} = \frac{1}{\lambda t_{op}} \left( 1 - e^{-\lambda t_{op}} \right) \quad (3)$$

resulta

$$D(t_{op}) = \dot{D}_0 t_{op} R_{t_{op}} \quad (4)$$

aplicando esta definición en la fórmula (2) para la carga de trabajo para la operación en cuestión, resulta

$$W_{op} \left[ \frac{\mu Sv m^2}{año} \right] = \Gamma \left[ \frac{\mu Sv m^2}{MBq h} \right] A [MBq] t_{op} \left[ \frac{h}{op} \right] N_{op} \left[ \frac{op}{año} \right] R_{t_{op}} \quad (5)$$

en el caso en que el tiempo  $t_{op}$  es mucho menor que la vida media de la fuente ( $t_{op} \ll T_{1/2}$ ) la fórmula (5) como era de esperar se reduce a la (2) ya que en ese caso  $R_{t_{op}} \approx 1$ .

Para el caso particular de una fuente puntual de  $^{18}F$ , usando la definición (3) y el valor (1) para el rendimiento del  $^{18}F$ , el factor de reducción de dosis toma los valores presentados de la tabla 2.

Tiempo	$R_t$
30 min.	0.911
60 min.	0.832
90 min.	0.762
8 horas	0.314

**Tabla 2. Valores típicos para el factor de reducción de dosis  $R_t$**

Los tiempos considerados en la Tabla 2 son los tiempos típicos de reposo del paciente y/o toma de imágenes<sup>(1)</sup>; en la tabla se ha considerado 8 hs, como el tiempo de trabajo promedio diario de un trabajador.

Con formato

Hasta aquí hemos considerado el cálculo de la dosis anual debida a una fuente puntual isotrópica, en un punto ubicado a 1 m de la misma, cuando el único material interpuesto entre la fuente y el punto de cálculo es el aire ambiente. De la teoría de cálculo de blindajes, se sabe que la dosis anual en un punto ubicado a una distancia  $d[m]$  de la fuente, con la interposición de un blindaje determinado entre dicha fuente y el punto de cálculo, viene dada por

$$D \left[ \frac{\mu Sv}{año} \right] = \frac{W \left[ \frac{\mu Sv m^2}{año} \right]}{d^2 \left[ m^2 \right]} k T \quad (6)$$

Donde  $k$  es el valor del coeficiente de transmisión correspondiente al espesor de blindaje interpuesto, y  $T$  es el factor de ocupación correspondiente al punto de cálculo considerado. Dado un punto de cálculo, la dosis total en ese punto se obtiene sumando las contribuciones de todas las fuentes presentes en la instalación.

Pasemos a ver como se obtienen los factores nuevos que acabamos de introducir en la fórmula (6).

El factor de ocupación se define como la fracción de tiempo efectivo de irradiación durante el cual un individuo permanece en la zona o punto de interés. Se deben diferenciar la exposición ocupacional de la del público. En el primer caso, se recomienda, salvo excepciones, tomar el valor 1. Para el público, se tienen las siguientes recomendaciones

Medianeras, cuarto de niños, etc.: 1  
 Pasillos, ascensores, playas de estacionamiento, jardín : 1/4  
 Salas de espera, baños, veredas : 1/16

Debe quedar claro que éstos son valores recomendados, basados en la experiencia, y que cada instalación puede proponer valores particulares, de acuerdo a sus propias necesidades de uso de los diferentes recintos de la instalación.

En lo que respecta a los factores de transmisión, se recomienda utilizar aquellos valores presentes en la referencia (1). En la tabla 3 encontramos los valores, para los materiales comúnmente usados en PET.

Espesor <sup>a,b</sup>	Material		
	Plomo	Concreto <sup>c</sup>	Hierro
0	1.0000	1.0000	1.0000
1	0.8912	0.9583	0.7484
2	0.7873	0.9088	0.5325
3	0.6905	0.8519	0.3614
4	0.6021	0.7889	0.2353
5	0.5227	0.7218	0.1479
6	0.4522	0.6528	0.0905
7	0.3903	0.5842	0.0542
8	0.3362	0.518	0.0319
9	0.2892	0.4558	0.0186
10	0.2485	0.3987	0.0107
12	0.1831	0.3008	0.0035
14	0.1347	0.2243	0.0011
16	0.0990	0.1662	0.0004
18	0.0728	0.1227	0.0001
20	0.0535	0.0904	
25	0.0247	0.0419	
30	0.0114	0.0194	
40	0.0024	0.0042	
50	0.0005	0.0009	

**Tabla 3. Factores de transmisión utilizados para cálculo de blindajes en PET**

<sup>a</sup> El espesor de plomo está expresado en mm.

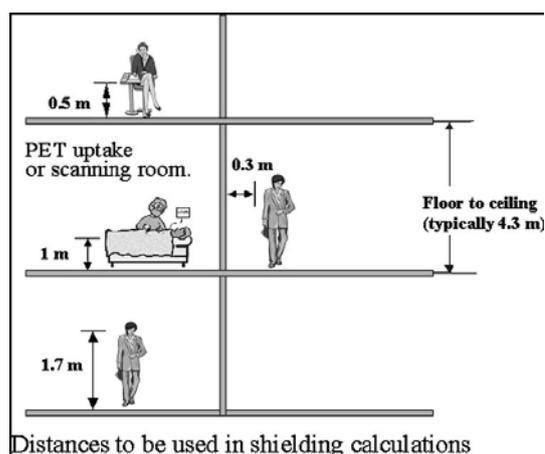
<sup>b</sup> El espesor de concreto y de hierro está expresado en cm.

<sup>c</sup> El concreto posee una densidad de 2.35 g/cm<sup>3</sup>.

En el caso de blindajes compuestos por más de una capa (blindajes multicapa), ya sean del mismo o de diferentes materiales, el factor de transmisión se obtiene como producto de los factores de transmisión correspondientes a las diferentes capas blindantes.

El caso de la mampostería, puede tratarse mediante la utilización de los factores de transmisión correspondientes al concreto. Para tal fin, teniendo en cuenta que la densidad de la mampostería es en promedio aproximadamente 1.8 g/cm<sup>3</sup>, mediante la relación de densidades de ambos materiales ( $1.8 / 2.35 \approx 0.76$ ) podemos decir que 1 cm de mampostería es equivalente a aproximadamente 0.76 cm de concreto, y utilizar así los factores correspondientes al concreto para el espesor equivalente así obtenido.

Debido a la alta penetrabilidad de la radiación gama involucrada en el proceso PET, se hace necesario considerar no solo los recintos ubicados en el mismo nivel de la planta PET, sino también aquellos ubicados en las plantas inferior y superior a dicha instalación. Típicamente, se considera que el paciente como fuente se ubica a 1 m sobre el nivel del piso. Las dosis correspondientes se calculan a 0.5 m sobre el nivel del piso superior y a 1.7 m sobre el nivel del piso inferior respectivamente. Estas distancias se hallan esquematizadas en la figura 1 para el caso del cuarto de administración de dosis (inyectorio), y se aplican a cualquier recinto donde se encuentre el paciente.



**Fig. 1 Distancias aceptadas en un cálculo para PET**

Utilizando todo lo expuesto en este informe, es posible realizar de manera simplificada tanto el cálculo como la verificación de los blindajes de un centro PET. Los cálculos realizados mediante esta metodología son suficientes para la precisión pretendida en protección radiológica. Si se requiriesen resultados más precisos, se debían utilizar técnicas más sofisticadas, tales como el método Monte Carlo o el método del núcleo puntual.

Las restricciones de dosis a ser utilizadas en el cálculo son las dadas por la Norma Básica de Seguridad Radiológica, AR 10.1.1 Revisión 3.

### 3. REFERENCIAS

1. Mark T. Madsen et al., "AAPM Task Group 108: PET and PET/CT Shielding Requirements", Med. Phys. Vol. 33 No 1, January 2006
2. ICRP PUBLICATION 74 Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. Published for The International Commission on Radiological Protection (1996)
3. Norma Básica de Seguridad Radiológica, AR 10.1.1 Revisión 3