



**Universidad Autónoma Metropolitana
Unidad Iztapalapa**



División de Ciencias Básicas e Ingeniería

Instituto Nacional de Cancerología
Departamento de Medicina Nuclear

Especialización en Física Médica Clínica

Título:
**“MODIFICACIÓN DE LA LICENCIA DE OPERACIÓN DEL INSTITUTO
NACIONAL DE CANCEROLOGÍA PARA EL USO DE ^{18}F ”**

Idónea Comunicación de Resultados para la obtención del diploma de:
Especialización en Física Médica Clínica

Presenta:
Fís. Ramses Pacheco Ortiz

Matrícula: 2231801462

Correo Electrónico: Ramsesgr1@gmail.com

Director de tesis:
M. en F. M. Rocio Marlene Peruyero Rivas

Jurado:
Presidente: Dr. Víctor Manuel Lara Camacho
Secretario: Dr. Juan Azorín Nieto
Vocal: M. en F. M. Rocio Marlene Peruyero Rivas

Iztapalapa, Ciudad de México a 7 de Marzo de 2025

AGRADECIMIENTOS

Agradezco a la Universidad Autónoma Metropolitana, a la Especialización en Física Médica Clínica y a la coordinación por la aceptación al programa.

Agradezco a mi familia que, a distancia brindó apoyo incondicional y moral en aquellas llamadas dándome motivación.

Un especial agradecimiento a Jimena, por el apoyo incondicional y moral, por las risas y noches que pasamos trabajando, y principalmente, por la compañía, con la cual, hizo más amena la realización de este trabajo y sentirme más en casa por la lejanía de mi familia.

Agradezco, a los técnicos del Departamento de Medicina Nuclear del Instituto Nacional de Cancerología, principalmente a Diego por los datos técnicos y apoyo moral.

A mi asesora, Marlene Peruero, por el apoyo académico y moral.

A mis compañeros del INCan, Manuel y Uriel, por la ayuda de la elaboración del manual de procedimientos y análisis de riesgos, los cuales, sin su ayuda no fuera posible la entrega del trabajo.

ÍNDICE

RESUMEN	1
1. ANTECEDENTES	3
2. MARCO TEÓRICO	6
2.1 Flúor-18	6
2.2 Tomografía por Emisión de Positrones con Tomografía Computarizada (PET-CT)	8
2.3 Estudio PET-CT con ¹⁸F-FDG	10
2.4 Memoria Analítica	11
2.4.1 Factores que Afectan la Tasa de Dosis de Pacientes	12
2.4.1.1 Constante de Tasa de Dosis	12
2.4.1.2 Atenuación de Paciente	12
2.4.1.3 Decaimiento Radiactivo	12
2.4.2 Límites del Equivalente de Dosis Efectivo (P)	16
2.4.3 Factor de Transmisión (B)	17
2.4.4 Factor Ocupacional (T)	18
2.5 Trámite Administrativo Ante la CNSNS	19
3. METODOLOGÍA	21
3.1 Cálculo de Blindajes de la Sala de Captación y Sanitarios PET-CT	21
3.1.1 Consideración Particulares para el Cálculo	22
3.2 Cálculo de Blindajes de la Sala de Adquisición PET-CT	27
3.2.1 Consideración Particulares para el Cálculo	28
3.3 Estimación del Equivalente de Dosis Efectivo al POE	33
3.4 Análisis de Riesgo	37
4. RESULTADOS	39
4.1 Cálculo de Blindajes de las Salas de Captación PET-CT	39
4.2 Cálculo de Blindajes de los Sanitarios PET-CT	42

4.2.1 Cálculo de Blindajes del Sanitario PET-CT 1	42
4.2.2 Cálculo de Blindajes del Sanitario PET-CT 2	42
4.3 Cálculo de Blindajes de las Salas de Adquisición PET-CT	44
4.4 Estimación del Equivalente de Dosis Efectivo al POE	46
4.5 Análisis de Riesgo	46
5. DISCUSIÓN	49
6. CONCLUSIONES	54
BIBLIOGRAFÍA.....	55

RESUMEN

El Instituto Nacional de Cancerología (**INCan**) cuenta con dos equipos PET-CT, en el departamento de Medicina Nuclear (**MN**), mediante los cuales se realizan los estudios que representan la carga principal de trabajo en el departamento.

Ante la necesidad de atender a una mayor población debido a la alta demanda de estudios en el INCan, el departamento enfrenta una limitación impuesta por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (**CNSNS**), la cual establece un límite en la carga de trabajo semanal autorizada en la licencia de operación, considerando los límites de equivalente de dosis efectivo aplicados en el territorio mexicano, lo cual restringe la capacidad para recibir más pacientes.

Para solventar esta limitante e incrementar la carga de trabajo permitida a la máxima posible, considerando las condiciones actuales con que cuenta el instituto, se requirió tramitar una modificación a la licencia de operación ante la CNSNS, la cual, involucró realizar diversos documentos dentro de los que se destacan: memoria analítica, estimación de dosis y análisis de riesgo.

La memoria analítica fue realizada de acuerdo a la metodología descrita en el grupo de trabajo 108 de la Asociación Americana de Físicos en Medicina (TG-108, AAPM). Los resultados obtenidos confirman que los blindajes actuales de la instalación cumplen en aspectos de seguridad radiológica, considerando el incremento en la carga de trabajo y la actualización de los límites del equivalente de dosis efectivo, según las recomendaciones internacionales.

En cuanto a la estimación del equivalente de dosis efectivo al Personal Ocupacionalmente Expuesto (**POE**) realizada por el aumento de la carga de trabajo y al manejo del material radiactivo Flúor-18 (**^{18}F**), se tomó en cuenta el tipo de partícula y la energía de las emisiones primarias y secundarias de ^{18}F , con lo que se obtuvieron resultados que cumplen con los límites internacionales de dosis establecidos para garantizar la seguridad radiológica del personal.

Finalmente, para el análisis de riesgo, se consideraron 3 factores clave que incluyen la ocurrencia, consecuencia y factibilidad de solución, a partir de la combinación de estos factores, los riesgos fueron clasificados en las categorías alta, moderada o baja; los resultados indicaron que todos los riesgos analizados son de categoría de bajo riesgo.

Además, se realizaron los cálculos para verificar el cumplimiento del criterio del equivalente de dosis efectivo para determinar las posibles consecuencias de los riesgos establecidos en el análisis de riesgo debido al uso de ^{18}F , confirmándose que se cumple con los límites internacionales de dosis, garantizando la seguridad en el manejo de material radiactivo.

1. ANTECEDENTES

El Instituto Nacional de Cancerología (**INCan**), que es un instituto referente en atención oncológica [1], cuenta con un departamento de Medicina Nuclear (**MN**), donde se tienen dos equipos híbridos de Tomografía por Emisión de Positrones con Tomografía Computarizada (**PET-CT**), un equipo de Mastografía por Emisión de Positrones (**PEM**), una gammacámara, además de un sistema de Tomografía por Emisión de Fotón Único con Tomografía Computarizada (**SPECT-CT**).

Debido a que el INCan es un instituto público de primer nivel, se recibe una gran cantidad de población mexicana para la realización de diversos estudios, sin embargo, la lista de espera para estudios, específicamente PET-CT, es muy larga, llegando a ser de aproximadamente 4 meses, ya que son de los estudios más solicitados debido a su importancia para estadificar, reestadificar y dar continuidad a los pacientes oncológicos que se reciben.

Actualmente, el departamento de Medicina Nuclear del INCan tiene autorizado el manejo de distintos radiofármacos, entre ellos el ^{18}F , sin embargo, se tiene una restricción por parte de la CNSNS ya que la licencia de operación autorizada, presenta una limitación en la carga de trabajo de estudios PET-CT semanales, limitando la atención a más pacientes, requiriéndose de una modificación de dicha licencia de operación para un aumento en la carga de trabajo.

En México, para obtener una modificación en la licencia de operación, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (**CNSNS**) solicita, entre otras, la estimación del equivalente de dosis para el Personal Ocupacionalmente Expuesto (**POE**), la actualización de la memoria analítica, que incluye el cálculo de blindajes, las modificaciones pertinentes del análisis de riesgo, modificaciones al manual de procedimientos de seguridad radiológica y el estudio de impacto ambiental.

Existen reportes internacionales que presentan recomendaciones para realizar los cálculos de blindaje, específicamente en el contexto de las instalaciones que cuentan con equipos PET-CT y haciendo uso del radionúclido Flúor 18 (**^{18}F**), aspecto de

particular interés en el presente trabajo, se cuenta con el reporte internacional, Grupo de Trabajo 108 (**TG-108**) de la Asociación Americana de Físicos en Medicina (**AAPM**) [2], el cual describe un método para realizar cálculos de blindajes de una sala de captación y sala de adquisición, considerando varios factores como la actividad administrada, cantidad de pacientes a la semana, tiempo de captación, factor ocupacional y límite de dosis semanal, así como si la sala se encuentra en un área controlada o no controlada con el objetivo de no superar el límite de equivalente de dosis efectivo.

Actualmente en el INCan, para la instalación de un sistema PET-CT en MN, se tiene una memoria analítica, cuya metodología se fundamenta en los reportes internacionales TG-108 de la AAPM [2] y en el Reporte número 147 (**NCRP-147**) del Consejo Nacional en Protección Radiológica (**NCRP**, por sus siglas en inglés) [3], en dicho documento se realiza el cálculo de blindajes para la sala de preparación de pacientes, baño de dicha sala, sala del equipo PET-CT y cuarto caliente, considerando factores como la actividad administrada al paciente, tiempo de biodistribución, duración de la adquisición, blindaje de la instalación, factores ocupacionales, entre otros [4].

Además, existe otro estudio donde se utiliza el TG-108, los factores ocupacionales de la NCRP-147 y los límites de dosis de Cuba, para el cálculo de blindajes para el manejo del radionúclido ^{18}F del centro PET-CT del Instituto de Oncología y Radiobiología [5].

De igual forma, existe un trabajo de fin de grado, donde se realiza el cálculo de blindajes de un Hospital Clínico Universitario de Zaragoza que cuenta con un equipo PET-CT, siguiendo la metodología del TG-108, tomando en cuenta los factores ocupacionales presentados en el reporte número 151 de la NCRP (**NCRP 151**) [6].

Tomando en cuenta lo anterior y debido a la necesidad de aumentar la carga de trabajo de los equipos PET-CT del INCan a la máxima posible, en el presente trabajo se realizó la modificación de la licencia de operación para el uso del radionúclido ^{18}F , siguiendo la metodología del TG-108, pues a pesar de que los diversos trabajos encontrados para el

cálculo de blindaje para instalaciones que cuentan con equipos híbridos PET-CT, no se hayan realizado en México, se basan en dicha metodología.

2. MARCO TEÓRICO

2.1 Flúor-18

En la medicina nuclear se utilizan materiales radioactivos que son administrados al paciente para diagnosticar y tratar de distintas patologías [7]. En los procedimientos de diagnóstico, para que el paciente realice una vida normal en un periodo corto de tiempo (unas horas después de la exploración), es necesario que se utilicen radionúclidos con vida media corta, de manera que su decaimiento sea corto y evitar la irradiación al paciente innecesaria. Unos de los radionúclidos mayormente utilizados en el ámbito clínico, es el Flúor-18 (^{18}F) con un periodo de semidesintegración de 109.77 minutos [8][9], en la *Figura 1*, se observa que este radionúclido decae por dos modos de decaimiento.

Un primer modo, es el decaimiento beta positiva, el cual, un 97% del tiempo emite positrones con una energía máxima de 0.633 MeV, la línea vertical solidada en el diagrama representa la suma de la energía equivalente en masa en reposo del positrón y el electrón (1.02MeV).

El segundo modo de decaimiento, es por captura electrónica, con una ocurrencia de 3% y una energía de transición (energía liberada debido a la desintegración del radionúclido) (Q) de 1.655 MeV [9][10].

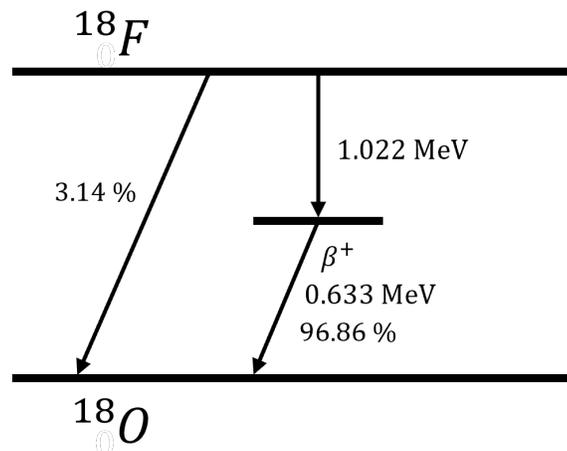


Figura 1: Esquema de decaimiento del Radionúclido ^{18}F .

Debido a que el ^{18}F , cuenta con una transformación nuclear beta positiva, al interaccionar un positrón con un electrón resulta en una producción de dos fotones de aniquilación de 511 keV en direcciones opuesta, ventaja que se aprovecha en los sistemas diagnósticos PET [10].

Ahora bien, el radiofármaco clínico que más se utiliza en los equipos PET es el fluorodeoxiglucosa (**FDG**) marcada con ^{18}F (**^{18}F -FDG**). Dado que, se asemeja a la glucosa facilita la detección de procesos inflamatoria y tumorales, por medio de imágenes que muestran la distribución de glucosa en el cuerpo [2][8].

2.2 Tomografía por Emisión de Positrones con Tomografía Computarizada (PET-CT)

La Tomografía por Emisión de Positrones con Tomografía computarizada (**PET**) es una modalidad de imagen que proporciona imágenes tridimensionales de la biodistribución de un radiofármaco emisor de positrones administrado al paciente, a partir de la detección de los fotones de aniquilación emitidos por el mismo.

Un equipo PET-CT es un equipo híbrido en el cual, se adquiere imágenes PET seguido de imágenes CT, con los cuales, mediante las imágenes CT se corrigen los efectos debido a la atenuación y dispersión provocada por la interacción en el paciente, obteniéndose imágenes fusionadas proporcionando información tanto de lo funcional como anatómico del paciente.

En la Universidad de Pittsburg en 1998 por el Dr. David Townsend se desarrolló el primer equipo PET-CT [11]. Los componentes PET y CT se acoplan (ver *figura 2*), realizándose una adquisición a continuación del otro siguiendo una secuencia del software y una secuencia mecánica para integrar los sistemas, principalmente de la mesa [8].

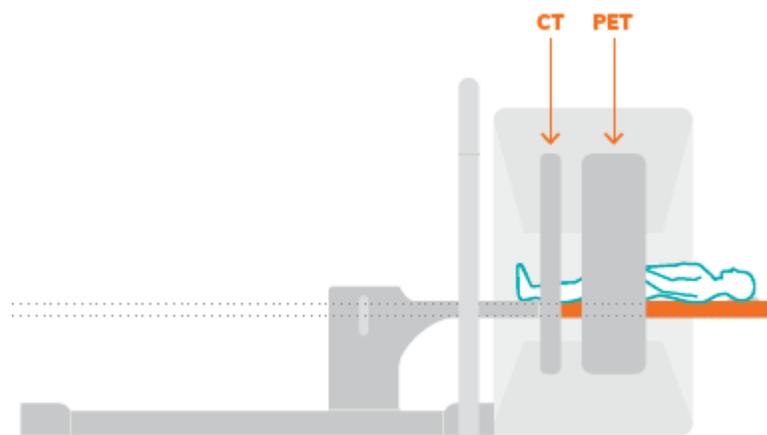


Figura 2: Esquema de un PET-CT siemens [12].

Una de las ventajas de estos equipos PET-CT es que es posible realizar las dos adquisiciones con un mismo posicionamiento del paciente y en un tiempo muy corto entre cada una de las adquisiciones, siendo de utilidad en el diagnóstico. El PET brinda conocimiento de la localización de diferentes patologías como el cáncer (tumores primarios, metástasis, etc.), en cuanto a la CT, que brinda información acerca de la atenuación de estructuras que es aprovechada para mejorar la reconstrucción del PET [8].

Debido a la administración de un radiofármaco emisor de positrones al paciente, al adquirir las imágenes PET, los positrones van interaccionando y frenándose con los átomos que componen al cuerpo y al momento cuando el positrón se encuentra casi en reposo e interacciona con un electrón, estos dos se aniquilan, transformándose en 2 fotones de aniquilación de 511 keV emitidos en forma colineal. Estos fotones, son registrados por los detectores del PET, compuesto de centelleadores inorgánicos, en una ventana temporal identificando la línea de respuesta de cada evento, de manera que con la información almacenada de la desintegración de todos los eventos se puede reconstruir la imagen debido a la biodistribución del isótopo [8].

2.3 Estudio PET-CT con ^{18}F -FDG

El ^{18}F -FDG es un radiofármaco muy utilizado para el diagnóstico de distintas neoplasias, esto debido a la captación en diferentes órganos como, intestino, riñones, cerebro, corazón, medula ósea [2], así como, en patologías metabólicamente activos, sin embargo, se requiere que los paciente se encuentren en un estado de reposo antes y después de la administración de ^{18}F -FDG, alrededor de 30 a 90 minutos según el tipo de exploración y las prácticas de la institución, con lo que el músculo esquelético minimiza su captación, ya sea en una cama o en una silla[2]. En el INCan, se toma un tiempo promedio de captación de una 1 hora y una administración de actividad de 370 MBq (10 mCi).

Después de este periodo de captación y antes de que el paciente pase a la sala de adquisición, se dirige al sanitario a miccionar para eliminar la radiactividad acumulada en la vejiga; Aproximadamente entre el 15 % y el 20 % de la actividad administrada se excreta en las primeras 2 h [2]. Los pacientes de PET, tienen un baño reservado solo para ellos y está cerca tanto de las salas de captación como de las salas de adquisición de PET-CT, de modo que no alteren las cuentas de fondo de otros equipos de detección.

Posteriormente, el paciente se dirige a la sala de adquisición PET-CT y las imágenes se adquieren en un promedio de 8 a 12 camas con un tiempo de 50 segundos por cama, considerando que es un paciente con estatura y peso promedio, proporcionando un tiempo de estudio de 10-15 minutos por paciente, en el INCan, se llevó a cabo un trabajo [13], en donde se demuestra que es posible realizar una adquisición del paciente en 10 min sin comprometer la calidad de imagen para fines diagnósticos, una vez concluido el estudio del paciente, se retira de la instalación inmediatamente.

2.4 Memoria Analítica

Para la práctica de la MN, dado que se manejan y se expone a fuentes de radiación ionizante, se deben cumplir con ciertos requisitos para llevar a cabo la práctica segura de la misma, entre ellos destaca el cumplimiento de un sistema de limitación de dosis, cuyo objetivo es prevenir efectos no estocásticos y reducir a un nivel aceptable los estocásticos, estableciendo límites para cada caso aplicables a los órganos y tejidos irradiados [14].

De igual forma, las instalaciones de un departamento de MN debe tener distintas áreas, entre las que se encuentran la zona controlada que debe cumplir con ciertos requerimientos, entre los que destacan, construcción, ubicación y diseño de las áreas que incluyen las salas, sanitarios y cuartos dentro del área controlada, dichos espacios requieren cumplir un equivalente de dosis efectivo anual recibido por el POE que no rebase el límite del equivalente anual, el cual se establece en el Reglamento General de Seguridad Radiológica (**RGSR**), todo esto se demuestra a través de un documento conocido como memoria analítica [15].

La memoria analítica es un documento que contiene los cálculos necesarios para establecer las características de blindaje a considerar para las áreas donde se hará uso de material radiactivo, asegurando que en las áreas y colindancias no superen los límites de equivalente de dosis efectivo del POE en zonas controladas e individuos del público en zonas no controladas [15].

Para realizar los cálculos de dichos blindajes se pueden utilizar recomendaciones internacionales publicadas, tal como el reporte TG-108 de la AAPM, que describe la metodología para llevar a cabo dichos cálculos de las salas de la instalación, que incluyen la sala de captación, sala de adquisición y sanitarios, considerando factores generales, los cuales se desarrollaran en las siguientes secciones, cabe mencionar que para este trabajo se siguió la metodología propuesta en dicho reporte.

2.4.1 Factores que Afectan la Tasa de Dosis de Pacientes

Dado que al paciente se le administra un material radiactivo, este se convierte en una fuente de radiación, siendo la principal emisora a tener en cuenta para determinar la dosis de radiación hacia las áreas circundantes, por ello, es necesario considerar los siguientes aspectos.

2.4.1.1 Constante de Tasa de Dosis

Basado en las recomendaciones del TG-108 se utiliza una constante de tasa de dosis de $0.143 \frac{\mu\text{Sv.m}^2}{\text{MBq.h}}$, ya que, se considera que es el valor más apropiado utilizado entorno al blindaje, dado que los límites reglamentarios están especificados en términos de dosis equivalente efectivo [2].

2.4.1.2 Atenuación de Paciente

Debido a la atenuación, de la radiación de aniquilación, la tasa de dosis del paciente se reduce en un factor significativo. Estos valores se normalizaron para la actividad administrada y la distancia de medición, y también se corrigieron por la desintegración radiactiva hasta el momento en que se administra. Por la corrección de estos factores, el TG-108 recomienda utilizar una tasa de dosis para el paciente de $0.092 \frac{\mu\text{Sv.m}^2}{\text{MBq.h}}$ inmediatamente después de la administración. Esto corresponde a un factor de absorción corporal efectivo de 0.36.[2]

2.4.1.3 Decaimiento Radiactivo

Debido a que los trazadores de PET tienen vidas medias cortas, la dosis total de radiación recibida durante un período t , $D(t)$, en comparación al producto de la tasa de dosis inicial y el tiempo ($\dot{D}(0) \times t$), disminuye. Por lo que, se obtiene un factor de reducción debido al decaimiento radiactivo.

Considerando isótopos radiactivos que se desintegran con el tiempo, emitiendo radiación. La desintegración radiactiva sigue una ley exponencial dada por:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad \text{Ec. 1}$$

Donde:

- $N(t)$, es el número de desintegraciones en el tiempo t .
- N_0 , es el número de átomos inicial.
- λ , constante de desintegración.

La tasa de dosis de radiación a un tiempo t , $\dot{D}(t)$, representa la cantidad de átomos presentes en ese tiempo:

$$\dot{D}(t) = \dot{D}(0) e^{-\lambda t} \quad \text{Ec. 2}$$

Donde, $\dot{D}(0)$ es la tasa de dosis inicial.

La dosis total de radiación durante un tiempo t , $D(t)$, es la integral de la tasa de dosis en el tiempo, es decir:

$$D(t) = \int_0^t \dot{D}(\tau) d\tau \quad \text{Ec. 3}$$

Sustituyendo la ecuación 2 en 3:

$$D(t) = \int_0^t \dot{D}(0) e^{-\lambda \tau} d\tau \quad \text{Ec. 4}$$

Resolviendo la integral:

$$D(t) = \dot{D}(0) \int_0^t e^{-\lambda \tau} d\tau$$

$$D(t) = \dot{D}(0) \left[\frac{-1}{\lambda} e^{-\lambda \tau} \right]_0^t$$

$$D(t) = \dot{D}(0) \left(\frac{-1}{\lambda} e^{-\lambda t} - \frac{-1}{\lambda} e^{-\lambda \cdot 0} \right)$$

$$D(t) = \dot{D}(0) \left(\frac{-1}{\lambda} e^{-\lambda t} + \frac{1}{\lambda} \right)$$

Queda finalmente:

$$D(t) = \dot{D}(0) \left(\frac{1 - e^{-\lambda t}}{\lambda} \right) \quad \text{Ec. 5}$$

Ahora bien, el factor de reducción se calcula como:

$$R_t = \frac{D(t)}{\dot{D}(0) \times t} \quad \text{Ec. 6}$$

Sustituyendo la ecuación 5 en 6:

$$R_t = \frac{\dot{D}(0) \left(\frac{1 - e^{-\lambda t}}{\lambda} \right)}{\dot{D}(0) \times t}$$

$$R_t = \frac{\left(\frac{1 - e^{-\lambda t}}{\lambda} \right)}{t} = \frac{1 - e^{-\lambda t}}{\lambda t} \quad \text{Ec. 7}$$

Recordando la expresión:

$$\lambda = \frac{\ln(2)}{T_{\frac{1}{2}}} \quad \text{Ec. 8}$$

Sustituyendo la ecuación 8 en 7:

$$R_t = \frac{1 - e^{-\left(\frac{\ln(2)}{T_{\frac{1}{2}}} \right) t}}{\left(\frac{\ln(2)}{T_{\frac{1}{2}}} \right) t}$$

$$R_t = \left(\frac{T_{\frac{1}{2}}}{\ln(2)t} \right) \left(1 - e^{-\left(\frac{\ln(2)}{T_{\frac{1}{2}}} \right) t} \right)$$

Y sabemos que:

$$\frac{1}{\ln(2)} \approx 1.443$$

Obteniendo, finalmente la ecuación para el factor de reducción, **R_t**:

$$R_t = 1.443 * \left(\frac{T_{\frac{1}{2}}}{t} \right) * [1 - e^{-\lambda t}] \quad \text{Ec. 9}$$

Donde:

- t es el tiempo transcurrido de decaimiento
- $T_{\frac{1}{2}}$ es la vida media del ^{18}F con un valor de 109.77 min
- λ , es la constante gamma con un valor de 0.00631min^{-1} [2].

2.4.2 Límites del Equivalente de Dosis Efectivo (P)

En una instalación nuclear es de importancia calcular los blindajes de las barreras, dado que de esta manera se asegura de no superar el límite de equivalente de dosis efectivo anual establecido en el RGSR [14] para los POE's e individuos del público, cuando se encuentren en zonas controladas y zonas no controladas, respectivamente.

Actualmente, en México se utilizan los límites de equivalente de dosis efectivo anuales de 50 mSv para el POE que se encuentra en zona controlada y 5 mSv para el público que se encuentra en zona no controlada, sin embargo, existen otras recomendaciones internacionales, como la publicación 103 de la comisión internacional de protección radiológica (**ICRP 103**) [16], donde se proponen 20 mSv para POE y 1 mSv para el público.

Para definir el límite de dosis semanal (**P**), cuya unidad será $\mu\text{Sv/semana}$, se utilizarán los límites de equivalente de dosis efectivo establecidos para el POE y público, además para establecer el espesor de blindaje de las barreras se utilizará el factor de transmisión (**B**), dentro del cual está involucrado P.

2.4.3 Factor de Transmisión (B)

Para el cálculo de B se utiliza una forma general, siguiendo la recomendación de la NCRP 147 [3], cuya ecuación está dada de la siguiente forma:

$$B = \frac{P \cdot d^2}{T \cdot K^1 \cdot N} \quad \text{Ec. 10}$$

Donde:

- **B**: Es el factor de transmisión.
- **P**: Límite de dosis semanal designada que se permite fuera de la barrera.
- **d**: Distancia a partir de la fuente hasta fuera de la barrera en metros.
- **T**: Factor de ocupación o la fracción de tiempo que el área fuera de la barrera es ocupada.
- **K¹**: Es el Kerma promedio en aire sin protección por paciente a 1 m de la fuente.
- **N**: Es el numero de paciente por semana.

Sin embargo, siguiendo la metodología descrita del TG-108 [2], la ecuación anterior (Ec.10) es posible reescribirse como:

$$B = \frac{P}{T \cdot D} \quad \text{Ec. 11}$$

Donde:

- **B**: Es el factor de transmisión.
- **P**: Límite de dosis semanal designada que se permite fuera de la barrera.
- **T**: Factor de ocupación o la fracción de tiempo que el área fuera de la barrera es ocupada.
- **D**: Es la dosis en el punto de interés a la distancia, d.

2.4.4 Factor Ocupacional (T)

El factor ocupacional (T) de un área se define como la fracción de tiempo promedio en que un individuo con exposición máxima se encuentra presente durante la exposición a la radiación, es decir, el factor ocupacional de un área no es la fracción de tiempo que está ocupada por alguna persona, sino más bien es la fracción de tiempo que está ocupada por la única persona que pasa la mayor parte del tiempo allí [3].

Tipo de Área	Factores Ocupacionales (T)
Oficinas administrativas; laboratorios, farmacias y cualquier área de trabajo ocupada a tiempo completo por un individuo; áreas de recepción, sala de esperas, estaciones de enfermeras, salas de control. áreas de juego para niños, salas adyacentes a rayos X	1
Cuartos para diagnóstico o tratamiento de pacientes	1/2
Corredores, cuarto de pacientes, salas de descanso del personal, comedores de personal.	1/5
Puertas de corredor.	1/8
Baños públicos, áreas externas con asiento, salas de espera sin supervisión, almacenes, áreas de venta sin supervisión y áreas de espera de pacientes.	1/20
Áreas externas con solo tránsito a pie o vehicular, estacionamientos sin supervisión, áreas de descarga vehicular sin supervisión, áticos, escaleras, elevadores sin supervisión, sépticos y cuarto de servicio de limpieza.	1/40

Tabla 1: Factores ocupacionales [3].

El documento de la NCRP 147 sugiere unos factores ocupacionales, los cuales se muestran en la Tabla 1 y serán utilizados para el cálculo de blindajes de las barreras del presente trabajo.

2.5 Trámite Administrativo Ante la CNSNS

Debido a la naturaleza radiactiva de los radiofármacos utilizados en departamentos de MN, debe haber regulación de los mismos por órganos oficiales ya que son considerados instalaciones radiactivas, en el caso del territorio mexicano, el organismo regulador es la CNSNS, perteneciente a la Secretaría de Energía, que se encarga, entre otros aspectos, de la seguridad nuclear, radiológica y física y que busca estar en concordancia con los requerimientos internacionales en la materia, por lo que dicho órgano es el encargado, entre otras, de ver todo lo relacionado al almacenamiento, uso, transporte, manejo y fabricación de material radiactivo [14][17].

Por lo anterior, un departamento de Medicina Nuclear requiere contar con una licencia de operación vigente, la cual es la autorización oficial por parte del órgano regulador para poder operar, dicha licencia de operación debe renovarse cada dos años y está limitada, entre otras cosas, en términos de los radionúclidos que pueden utilizarse, de la actividad máxima permitida y la carga de trabajo semanal autorizada [14].

Para aumentar la carga de trabajo de una instalación la CNSNS solicita que se presente una modificación a la licencia de operación. Dicha modificación de la licencia de operación, requiere que se presente unos documentos dentro de los cuales se destacan:

- **Memoria analítica:** Ver Sección 2.4.
- **Estimación de dosis:** Documento donde se demuestra mediante cálculos que no se superará el límite establecido de equivalente de dosis efectivo anual para el POE debido al manejo del material radiactivo.

- **Análisis de riesgo:** Documento donde se realiza un análisis, en el cual, se determina la probabilidad de que se presenten ciertos riesgos debido al manejo de material radiactivo, categorizándolos según su grado de ocurrencia.

Para cada uno de estos riesgos, es necesario cumplir con el criterio del equivalente de dosis efectivo anual, esto implica realizar una estimación del equivalente de dosis efectivo al POE en relación con dichos riesgos, asegurándose de respetar los límites establecidos para el equivalente de dosis efectivo anual.

- **Manual de Procedimientos de Seguridad Radiológica:** Documento donde se describen procedimientos de emergencia, administrativos y operacionales, que tienen como finalidad que todo el manejo de fuentes de radiación se realice adecuadamente bajo procedimientos establecidos y orientados en la protección radiológica, evitando la sobre exposición del POE y del público.

3. METODOLOGÍA

3.1 Cálculo de Blindajes de la Sala de Captación y Sanitarios PET-CT

Siguiendo la metodología descrita en el TG-108, la dosis total (D) en un punto a, d metros del paciente durante el tiempo de captación del radiofármaco en el paciente, t_U , es:

$$D(t_U) = \frac{0.092 \left(\frac{\mu Sv \cdot m^2}{MBq \cdot h} \right) \times Nw \times A_0(MBq) \times t_U(h) \times R_{tU}}{d^2(m)} \quad Ec. 12$$

Donde:

- $0.092 \left(\frac{\mu Sv \cdot m^2}{MBq \cdot h} \right)$: Constante de tasa de dosis considerando la auto atenuación del propio paciente.
- Nw : Número de pacientes por semana.
- A_0 : Actividad inyectada al paciente en MBq.
- $t_U(h)$: Tiempo de captación del paciente en horas.
- R_{tU} : Factor de reducción de dosis por el tiempo de captación.

De manera que, sustituyendo la ecuación 12 en la ecuación 11, se obtuvo la ecuación para obtener el factor de transmisión (**B**) para las barreras de las salas de captación y sanitarios:

$$B = \frac{P \times d^2 (m^2)}{0.092 \left(\frac{\mu Sv \cdot m^2}{MBq \cdot h} \right) \times Nw \times A_0(MBq) \times t_U(h) \times R_{tU} \times T} \quad Ec. 13$$

Cabe mencionar que para los cálculos realizados se consideraron 2 casos para el valor del límite de dosis semanal (P), uno para zona no controlada y otro para zona controlada, tomando en cuenta 50 semanas laborales, los cuales se describen a continuación:

- **Para zonas no controladas:** con ocupación de público general, con un límite de 1 mSv/Año y con la consideración de 50 Semanas/Año laborales, se obtuvo un límite (P):

$$P = \frac{1\text{ mSv}}{\text{Año}} \left(\frac{1\text{ Año}}{50\text{ Semanas}} \right) = 20\ \mu\text{Sv/Semana}$$

El resultado inmediato anterior, equivale a determinar el blindaje para un límite de equivalente de dosis efectivo semanal de **$20\ \mu\text{Sv/Semana}$** .

- **Para zonas controladas:** con ocupación del Personal Ocupacionalmente expuesto (POE), con un límite de 20 mSv/Año y con la consideración de 50 Semanas/Año laborales, se obtuvo un límite (P):

$$P = \frac{20\text{ mSv}}{\text{Año}} \left(\frac{1\text{ Año}}{50\text{ semanas}} \right) = 400\ \mu\text{Sv/Semana}$$

El resultado inmediato anterior, equivale a determinar el blindaje para un límite de equivalente de dosis efectivo de **$400\ \mu\text{Sv/Semana}$** .

3.1.1 Consideración Particulares para el Cálculo

- Para la distancia, ***d***, se consideró los siguientes puntos:
 - Para las barreras perpendiculares (muros, puertas, pasillos y ventana de observación), se adicionan 0.3 metros (0.3 m) más allá de la superficie exterior de las barreras a calcular [4].
 - Para el techo se considera el punto a calcular a una altura de 0.5 m del piso superior ya que ésta se toma como la altura promedio de una persona sentada [2].
 - Para el piso se considera el punto a calcular a una altura de 1.7 m del piso inferior, ya que ésta se toma como la altura promedio de una persona de pie [2].

En la siguiente *Figura 3*, se muestra una ilustración de los puntos descritos anteriormente.

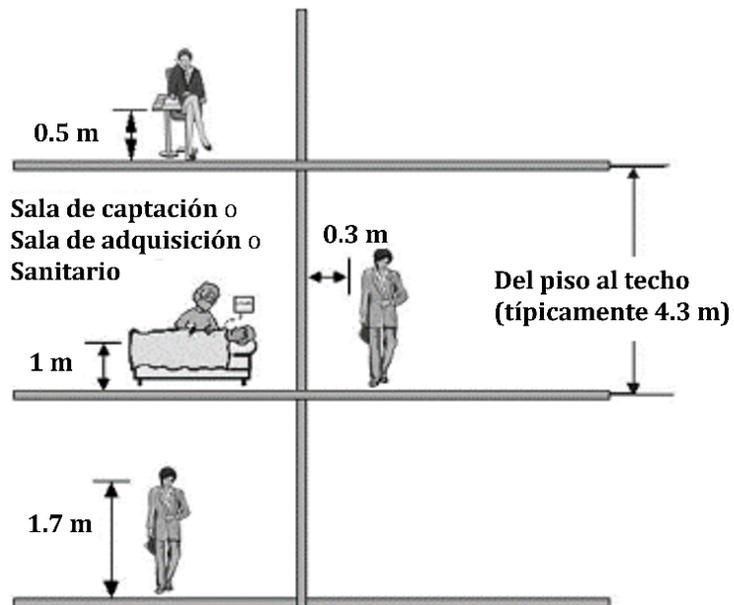


Figura 3: Imagen ilustrativa de las distancias a considerar adyacentes a la sala de captación, adquisición y sanitarios. Imagen modificada de [2].

- El número de pacientes, Nw , se consideró de 240 Pacientes/Semana. Dado que en la instalación cuenta con 6 cuartos de captación, la carga laboral se dividió entre el número de cuartos, obteniéndose una carga laboral por cuarto de captación de 41 Paciente/Semana. En la *Figura 4*, *Figura 5* y *Figura 6*, se muestra un esquema general de las 6 salas de captación, su asignación de barreras a considerar y una imagen ilustrativa de las salas de captación con la que cuenta el INCan, respectivamente.

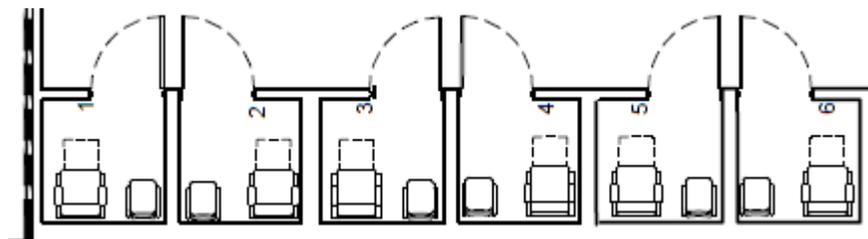


Figura 4: Esquema general de las salas de captación del INCan. Imagen tomada de planos arquitectónicos del INCan.

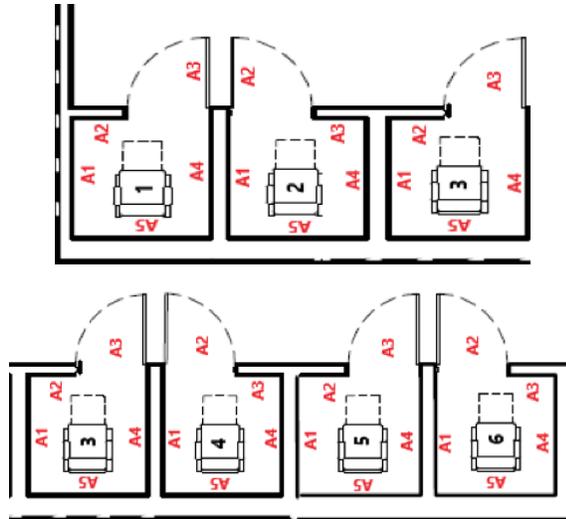


Figura 5: Esquema de las asignaciones de las barreras a considerar de las 6 salas de captación. Imagen tomada y modificada de planos arquitectónicos del INCan.



Figura 6: Imagen ilustrativa de las salas de captación. Imagen tomada del INCan.

- El INCan cuenta con 2 sanitarios, de los cuales, se consideró para el sanitario PET-CT 1 una carga laboral de 150 paciente/semana y para el sanitario PET-CT 2 una carga laboral de 121 paciente/semana. En la *Figura 7A, 7B y 8*, se muestra un esquema general de los dos sanitarios PET-CT 1 y 2 con su asignación de barreras a considerar y una imagen ilustrativa de los sanitarios con los que cuenta el INCan, respectivamente.

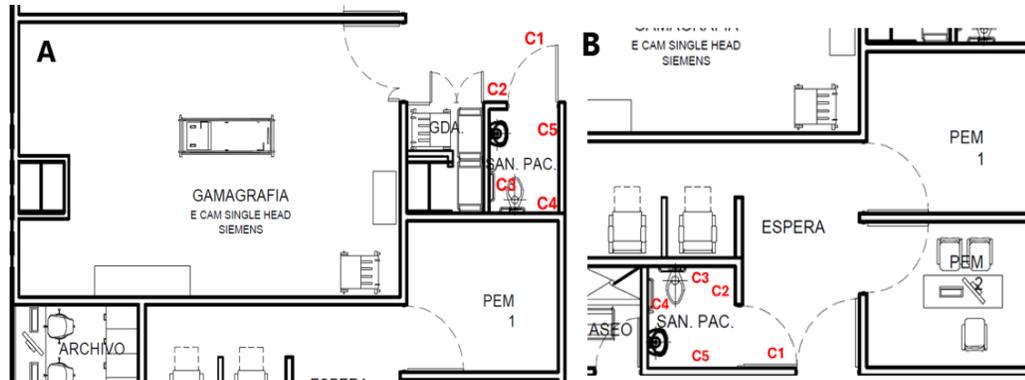


Figura 7: A, esquema general del sanitario PET-CT 1 con su asignación de barreras. B, esquema general del sanitario PET-CT 2 con su asignación de barreras. Imagen tomada y modificada de planos arquitectónicos del INCan.



Figura 8: Sanitario PET-CT. Imagen tomada del INCa.

- La actividad, A_0 , que se administra al paciente es de 370 MBq (10 mCi).
- Ahora bien, cuando se le inyecta material radiactivo al paciente, se deja un tiempo de 1 hora de biodistribución del radiofármaco ^{18}F -FDG para su captación, $t_U(\mathbf{h})$, debido a este tiempo de espera, se tiene que tomar en cuenta el decaimiento radiactivo del radiofármaco administrado al paciente para dichos cálculos, ya que se tiene una actividad menor conforme pasa el tiempo, por lo que se multiplica por un factor de reducción del tiempo que el paciente espera en la sala de captación, dicho factor, se le denomina (R_{tU}). El factor R_{tU} , se demuestra de la misma manera como se demostró en la sección 2.4.1.3 y viene dado por la siguiente ecuación:

$$R_{tU} = 1.443 * \left(\frac{T_1}{2} \right) * [1 - e^{-\lambda t_U}] \quad \text{Ec. 14}$$

Donde:

- $T_{\frac{1}{2}}$ es la vida media del ^{18}F con un valor de 109.77 min.
- t_U con un valor de 1 hora [2].
- El límite del equivalente de dosis efectivo, **(P)**, se divide entre el número de fuentes presentes.

Una vez que se obtiene el factor de transmisión **(B)**, se debe calcular el espesor del material de la barrera, mediante la siguiente ecuación:

$$x = \left(\frac{1}{\alpha\gamma}\right) \ln \left\{ \frac{\left[B^{-\gamma} + \frac{\beta}{\alpha}\right]}{\left[1 + \left(\frac{\beta}{\alpha}\right)\right]} \right\} \quad \text{Ec. 15}$$

Donde, α , β y γ son parámetros de ajuste, los cuales se muestran en la *Tabla 2* para diferentes materiales.

Material de blindaje	α (cm ⁻¹)	β	γ
<i>Plomo</i>	1.543	-0.4408	2.136
<i>Concreto</i>	0.1539	-0.1161	2.0752
<i>Hierro</i>	0.5704	-0.3063	0.6326

Tabla 2: Parámetros de ajuste para fotones de 511 keV de diferentes materiales (plomo, concreto, hierro) [2]

3.2 Cálculo de Blindajes de la Sala de Adquisición PET-CT

Siguiendo la metodología del TG-108 la dosis total en la sala de adquisición, **D(t_I)**, a una distancia, **d**, de la fuente(paciente) se calcula mediante la ecuación 16:

$$D(t_I) = \frac{0.092 \left(\frac{\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2}{\text{MBq}\cdot\text{h}}\right) \times Nw \times A_0(\text{MBq}) \times (0.85) \times F_U \times t_I(\text{h}) \times R_{tI}}{d^2 (\text{m})} \quad \text{Ec. 16}$$

Donde:

$0.092 \left(\frac{\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2}{\text{MBq}\cdot\text{h}} \right)$: Constante de tasa de dosis considerando la auto atenuación del propio paciente.

N_w : Número de pacientes por semana.

A_0 : Actividad inyectada al paciente en MBq.

0.85 : Factor debido a la micción del paciente de un 15% [2].

F_U : Factor de reducción de dosis debido al tiempo de captación.

$t_I(h)$: Tiempo de adquisición del paciente.

R_{tI} : Factor de reducción de dosis por el tiempo de adquisición.

d : Distancia entre la fuente y el punto de medición de dosis.

De manera que, sustituyendo la ecuación 16 en la ecuación 11, se obtuvo la ecuación para obtener el factor de transmisión (**B**) para las barreras de las salas de adquisición PET-CT:

$$B = \frac{P \times d^2 (m^2)}{0.092 \left(\frac{\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2}{\text{MBq}\cdot\text{h}} \right) \times N_w \times A_0(\text{MBq}) \times (0.85) \times F_U \times t_I(h) \times R_{tI} \times T} \quad \text{Ec. 17}$$

3.2.1 Consideración Particulares para el Cálculo

- **P**: El límite de dosis semanal de 20 μSv /semana o 400 μSv /semana son los que fueron considerados para zonas no controladas y controladas, respectivamente.
- El número de pacientes, N_w , se consideró de 240 Pacientes/Semana. Dado que en la instalación cuenta con 2 salas de adquisición, la carga laboral se dividió entre el número de salas, obteniéndose una carga laboral por cada sala de adquisición 121 Paciente/Semana. En las Figuras 9A, 9B y 10, se muestra un esquema general de las dos salas de adquisición PET-CT 1 y 2 con su asignación de barreras a considerar y una imagen

ilustrativa una de las salas de adquisición PET-CT con los que cuenta el INCan, respectivamente

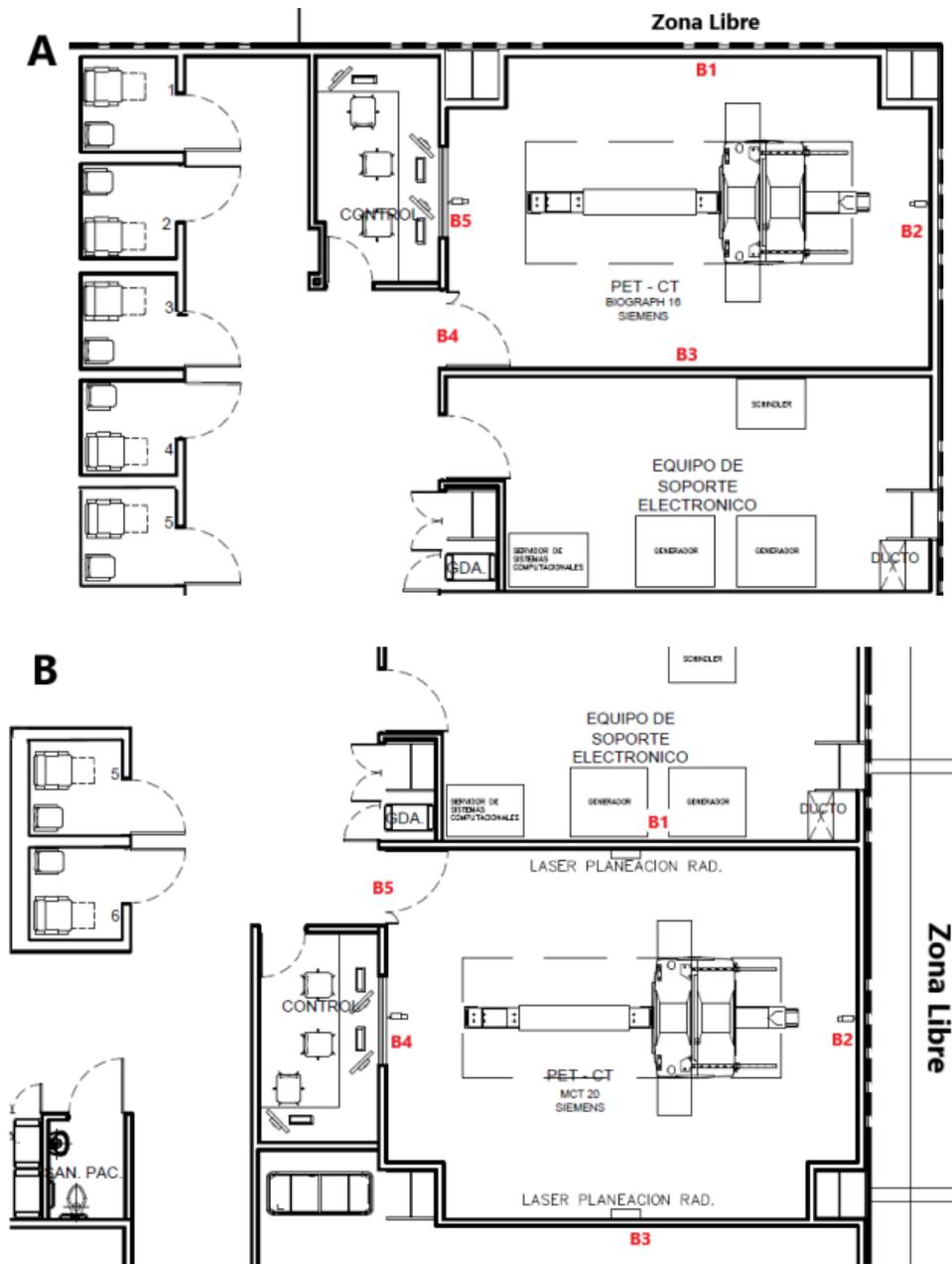


Figura 9: A, esquema general de la sala de adquisición PET-CT 1 con su asignación de barreras. B, esquema general sala de adquisición PET-CT 2 con su asignación de barreras. Imagen tomada y modificada de planos arquitectónicos del INCan.



Figura 10: Imagen ilustrativa de las Salas de adquisición PET-CT. Imagen tomada del INCan.

- Dado que, los pacientes miccionan antes de pasar a la sala de adquisición para la toma de imágenes, estos eliminan aproximadamente el 15% de la actividad administrada y, por tanto, disminuye la tasa de dosis obteniéndose un factor **0,85** [2].
- Debido al tiempo que transcurre entre la administración del radiofármaco y la adquisición de imágenes, la actividad disminuye en un factor de **F_u** ($F_u = e^{-0.693 \frac{T_U}{1.8295}}$), donde **t_U** es el tiempo de captación (1h) [2].
- Los estudios típicos (Adquisición de cuerpo completo) tienen un tiempo de adquisición, **t_I(h)**, promedio de 20 minutos. Sin embargo, en un trabajo realizado previamente en el INCan [13], se demostró acorde a criterios emitidos por la Asociación Europea de Medicina Nuclear (**EANM**), que es posible optimizar el tiempo de adquisición de los estudios PET-CT a un tiempo de 10-15 minutos por estudio, garantizando una calidad de imagen adecuada para fines clínicos, por lo que se considerará para el

cálculo de blindajes un tiempo de adquisición de estudio de 15 minutos por paciente.

- Ahora bien, dado que al paciente se le inyecta previamente material radiactivo y por el tiempo de adquisición, t_I , que transcurre al realizar la toma de imágenes se consideró el decaimiento radiactivo del radiofármaco administrado al paciente para dichos cálculos, ya que se tiene una actividad menor conforme pasa el tiempo, por lo que se multiplica por un factor de reducción del tiempo que el paciente va a permanecer en la sala de adquisición al momento de la toma de imágenes, dicho factor, se le denomina (R_{tI}). El factor R_{tI} , se demuestra de la misma manera como en la sección 2.4.1.3 y viene dado por la siguiente ecuación:

$$R_{tI} = 1.443 * \left(\frac{T_{\frac{1}{2}}}{t_I} \right) * [1 - e^{-\lambda t_I}] \quad \text{Ec. 18}$$

Donde

- $T_{\frac{1}{2}}$ es la vida media del ^{18}F con un valor de 109.77 min
- t_I con un valor de 0.25 h [2].

Una vez que se obtiene el factor de transmisión (**B**), se calcula el espesor del blindaje de la barrera, mediante la ecuación 15 y la *tabla 2*, descritas anteriormente.

Ahora bien, algunas de las barreras de la instalación del INCan no solo cuentan con plomo o concreto, sino, con una combinación de ambos materiales, para estos casos se determinó el espesor de blindaje equivalente de concreto a plomo, a continuación, se ejemplifica el procedimiento para obtener dicha conversión. Partiendo de la Ecuación 19:

$$I_f = I_0 e^{-\mu x} \quad \text{Ec. 19}$$

Donde:

I_f : Tasa de dosis final. ($\frac{\mu Sv}{Semana}$)

I_0 : Tasa de dosis semanal. ($\frac{\mu Sv}{Semana}$)

x : Espesor del material de concreto en centímetros. (cm)

μ : Coeficiente de atenuación lineal de concreto. (cm^{-1})

Se obtiene la tasa de dosis final considerando el espesor de concreto de la barrera.

Después, se obtiene el factor de transmisión, a través de la siguiente ecuación:

$$B = \frac{I_f}{I_0} = \# \quad \text{Ec. 20}$$

Obteniéndose, un factor de transmisión (B) adimensional, del cual, se puede obtener la siguiente relación:

$$I_f = \# \cdot I_0 \quad \text{Ec. 21}$$

Ahora bien, despejando x de la ecuación 19, siendo en este caso el espesor de plomo que se desea calcular, se obtiene:

$$x = \frac{\ln\left(\frac{I_0}{I_f}\right)}{\mu_{Plomo}} \quad \text{Ec. 22}$$

Y sustituyendo la ecuación 21 en la ecuación 22 se obtiene el espesor equivalente del concreto a plomo mediante la siguiente ecuación:

$$x = \frac{\ln\left(\frac{I_0}{\# \cdot I_0}\right)}{\mu_{plomo}} = \frac{\ln\left(\frac{1}{\#}\right)}{\mu_{plomo}} \quad \text{Ec. 23}$$

Donde:

x : Espesor de equivalente a plomo en centímetros. (cm)

#: Factor de transmisión del concreto.

μ_{plomo} : Coeficiente de atenuación lineal del plomo.

3.3 Estimación del Equivalente de Dosis Efectivo al POE

Como se mencionó previamente en la sección 2.5, se requiere presentar ante la CNSNS la estimación de dosis que el POE recibirá debido al manejo del material radiactivo por la modificación del aumento de la carga de trabajo.

La estimación del equivalente de dosis efectivo se realizó considerando las emisiones primarias y secundarias más probables que el radionúclido ^{18}F tiene hasta su decaimiento a Oxígeno-18. Es decir, los cálculos se realizaron considerando la contribución de una emisión γ con una energía de 511 keV debido a los fotones de aniquilación, positrones con energía de 633 keV debido al decaimiento B^+ , electrones de 423 keV al considerar el efecto fotoeléctrico debido al alto Z del plomo y 314.3451 keV debido al efecto Compton al considerar el tejido blando, aire, policloruro de vinilo y polietileno. Los materiales anteriormente mencionados, se consideraron, dado que son los materiales con los que los fotones gamma interactúan en todo el manejo del ^{18}F , emitiéndose partículas cargadas (electrones) debido al efecto fotoeléctrico y Compton.

Ya que se tiene, radiación gamma (fotones de aniquilación) y partículas cargadas (electrones y positrones), se utilizaron diferentes ecuaciones para obtener el equivalente de dosis efectivo. Para la estimación de la dosis absorbida debido a la contribución gamma, se utilizó principalmente la constante de tasa de exposición, Γ , a través de la siguiente ecuación [18]:

$$\dot{X} = \Gamma \frac{A}{d^2} \quad \text{Ec. 24}$$

Donde:

\dot{X} : Tasa de exposición ($\frac{R}{h}$).

Γ : Constante de tasa de exposición ($\frac{R.cm^2}{mCi.h}$).

A : Actividad de la fuente (mCi).

d : Distancia de la fuente (cm).

En la cual, la constante de tasa de exposición, Γ , relaciona la actividad de una fuente de radiación isotrópica puntual con la tasa de exposición en el aire a una distancia dada.

Asimismo, se consideró la atenuación de la radiación al pasar por un medio atenuante (p.ej. plomo) y se calculó mediante la siguiente ecuación [19]:

$$N = N_0 e^{-\mu x} \quad \text{Ec. 25}$$

Donde:

N : Numero de fotones que no son atenuados por el material atenuante con cierto espesor x .

N_0 : Numero de fotones que inciden en el material atenuante.

x : Espesor de material atenuante (cm).

μ : Coeficiente de atenuación lineal (cm^{-1}).

Además, se utilizó el factor f específico del radionúclido de interés, ^{18}F , el cual convierte de la unidad de exposición (Röntgen) a la unidad de dosis absorbida (Gy), para después utilizar los factores de ponderación por tejido W_T y los factores de calidad del tipo de radiación Q , para obtener el equivalente de dosis efectivo acorde a la siguiente ecuación [20]:

$$H_E = D \times Q \times w_T \quad \text{Ec. 26}$$

Donde:

H_E : Equivalente de dosis efectivo (Sv).

D : Dosis absorbida (Gy).

Q : Factor de calidad del tipo de radiación (Tabla 3).

Tipo de radiación	Q
Fotones, electrones y muones	1
Partículas alfa, fragmentos de fisión, iones pesados, protones y piones cargados	20
Protones de alta energía	10
Neutrones	<p>Función continua de la energía del neutrón</p> $Q = \begin{cases} 2.5 + 18.2e^{-[\ln(E_n)]^2/6}, E_n < 1MeV \\ 5.0 + 17.0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6}, 1MeV \leq E_n \leq 50MeV \\ 2.5 + 3.25e^{-[\ln(0.04E_n)]^2/6}, E_n > 50MeV \end{cases}$
Neutrones de energía desconocida	10

Tabla 3: Factor de calidad del tipo de radiación [20].

w_T : Factor de ponderación por tejido (Tabla 4).

Tejido	Factor de ponderación w_T
Gónadas	0.25
Médula Roja	0.12
Pulmón	0.12
Mama	0.15
Tiroides	0.03
Hueso (superficie)	0.03
Resto ^a	0.3
Cuerpo Entero ^b	1

Tabla 4: Factor de ponderación por tejido [20].

Ahora bien, para partículas cargadas, se calculó el alcance de estos electrones al atravesar un medio, partiendo de la siguiente ecuación:

$$R = 0.412 \cdot E^{(1.27-0.0954 \cdot \ln(E))} \quad \text{Ec. 27}$$

Donde, E , es la energía máxima de los electrones en unidades de MeV y R , es el rango de los electrones dependiente de la energía con unidades de $\frac{g}{cm^2}$.

Para calcular el rango de estos electrones en el medio, se divide el rango R , entre la densidad del medio, ρ , con unidades de $\frac{g}{cm^3}$, mediante la siguiente ecuación:

$$R_m = \frac{R}{\rho} \quad \text{Ec. 28}$$

Donde:

R_m : Rango de los electrones en el medio (cm).

R : Rango de los electrones ($\frac{g}{cm^2}$).

ρ : Densidad del medio ($\frac{g}{cm^3}$).

Dado que el INCan recibe el fármaco en 2 diferentes presentaciones, vial y unidosis, para cada una de estas presentaciones se realizó una estimación del equivalente de dosis efectivo dado que el manejo del material radiactivo varía dependiendo de la presentación del fármaco que se reciba. Asimismo, se consideró un tercer caso, en el que se le llamo caso extraordinario, el cual se estimó la dosis considerando el caso cuando se reciba el fármaco en vial y se tiene que extraer el fármaco y traspasarlo a jeringas formando unidosis.

3.4 Análisis de Riesgo

Como se mencionó previamente en la sección 2.5, se requiere presentar ante la CNSNS el análisis de riesgo debido al manejo del material radiactivo con sus respectivos cálculos para verificar el cumplimiento del criterio del equivalente de dosis efectivo para determinar las posibles consecuencias de los riesgos establecidos en el análisis de riesgo debido al manejo de material radiactivo (^{18}F).

En el análisis de riesgo, se consideraron 3 categorías para definir el nivel de riesgo, alta, moderada y baja. Para definir las 3 categorías, se contemplaron tres factores, la ocurrencia, la consecuencia y la factibilidad de solución.

La ocurrencia se definió como la frecuencia con la que dicho riesgo se podría presentar. Si la frecuencia es mayor a 70% se consideró como una categoría alta, si la frecuencia es mayor a 40% y menor o igual a 70% categoría moderada y si la frecuencia es menor o igual a 40% categoría baja.

La consecuencia se definió, dependiendo del tipo de persona que puede estar involucrada en el accidente. Si el accidente se puede presentar en personas no POE autorizadas en la licencia de operación y/o, cualquier persona puede recibir un equivalente de dosis efectivo estimada mayor a 0.5 mSv debido al accidente, se consideró como categoría alta. Si cualquier persona, puede recibir un equivalente de dosis efectivo estimada mayor a 0.03 mSv pero menor a 0.5 mSv debido al accidente, se consideró como categoría moderada. Si el accidente no afecta a personas no POE autorizadas en la licencia de operación y ninguna persona puede recibir una equivalente dosis efectivo estimada mayor a 0.03 mSv debido al accidente, se consideró una categoría baja.

La factibilidad de solución se definió dependiendo del costo salarial y la cantidad de personal necesaria para resolver el accidente. Si no se requiere considerar un presupuesto adicional para la implementación del procedimiento y/o, cualquier POE del servicio puede realizar el procedimiento, se considera una categoría alta. Si se requiere que más POE's a los involucrados participen en la implementación y/o,

se requiere considerar un presupuesto adicional para la implementación del procedimiento, pero este presupuesto no es considerado alto, es categoría moderada. Si se requiere considerar un presupuesto importante para llevarse a cabo el procedimiento y/o involucra personas externas al servicio, se consideró categoría baja.

Por lo tanto, la categoría del accidente (alta, modera o baja) se definió dependiendo de las combinaciones de las categorías de los 3 factores (ocurrencia, consecuencia y factibilidad de solución). En la siguiente tabla se muestran dichas combinaciones con sus respectivas categorías.

Categoría del accidente	
Categoría	Descripción de las combinaciones
Alta	(OA, CA, FB), (OA, CM, FB), (OA, CA, FM), (OA, CM, FM), (OM, CA, FM), (OM, CM, FB)
Moderada	(OA, CA, FA), (OA, CM, FA), (OA, CB, FB), (OA, CB, FM), (OM, CM, FA), (OM, CM, FM), (OM, CB, FB), (OM, CB, FM), (OB, CA, FM), (OB, CA, FB), (OB, CM, FB), (OB, CM, FM), (OB, CB, FB), (OM, CA, FA), (OM, CA, FB)
Baja	(OB CB FA), (OB CM FA), (OA CB FA), (OM CB FA), (OB CB FM), (OB CA FA)

Tabla 5: Tabla de las categorías del riesgo. O: Ocurrencia, C: Consecuencia, F: Factibilidad de solución, A: Alta, M: Moderada, B: Baja.

Dicho lo anterior, el análisis de riesgo se realizó considerando los 6 casos con mayor probabilidad de riesgo que se pudieran presentar debido a los procedimientos y manejo de material radiactivo que se tienen en el INCan.

Para la estimación del equivalente de dosis para los posibles riesgos se utilizó la misma metodología descrita en la sección 3.3 considerando solo el tipo de radiación gamma. Se utilizó la ecuación 24 y el factor f para obtener la dosis absorbida, D , y posteriormente se utilizó la ecuación 26 y las Tablas 3 y 4 para el factor Q y el factor de ponderación por tejido del cuerpo completo, w_T , respectivamente.

4. RESULTADOS

4.1 Cálculo de Blindajes de las Salas de Captación PET-CT

Siguiendo la metodología descrita en la sección anterior 3.1, se calcularon los espesores requeridos de las barreras de las 6 salas de captación considerando el aumento de la carga laboral a $240 \frac{\text{Pacientes}}{\text{Semana}}$ y comparándolo con el espesor de blindaje que actualmente se encuentra colocado.

En la siguiente *Tabla 6*, se condensa la información de las distancias y la asignación de las barreras con sus respectivos factores ocupacionales y la dosis objetivo para las 6 salas de captación, recordando, las siguientes condiciones particulares para el cálculo:

- Hay un total de 6 salas de captación para paciente PET.
- En cada cuarto de captación únicamente permanecerá un paciente inyectado con una actividad máxima de 370 MBq (10 mCi) de ^{18}F .
- Se considera un factor de auto atenuación de 0.36 por el propio paciente, por lo que se tiene una constante de tasa de dosis de $0.092 \left(\frac{\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2}{\text{MBq}\cdot\text{h}} \right)$.
- El tiempo de permanencia en el cuarto de captación, $t_U(\mathbf{h})$, es de 1 hora.
- La carga de trabajo para cada cubículo es de $N_w = 41$ Pacientes/semana.
- NC: Zona No controlada
- C: Controlada
- La dosis objetivo se dividirá entre el número de fuentes.

Área	Barrera	d (m)	Tipo de área	Colindancia	Factor de ocupación	No. fuentes	Dosis objetivo ($\mu\text{Sv}/\text{sem}$)*
Sala de captación 1	A3	1.3	C	Puerta/Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A2	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A1	1.3	NC	Área Externa	1/40	1	20.00
	A5	1.3	NC	Sanitario	1/20	2	10.00
	A4	1.3	C	Cuarto de captación 2	1	2	200.00

Sala de captación 2	A2	1.3	C	Puerta/Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A1	1.3	C	Cuarto de captación 1	1	2	200.00
	A5	1.3	NC	Sanitario	1/20	2	10.00
	A4	1.3	C	Cuarto de captación 3	1	2	200.00
	A3	1.3	C	Pasillo	1/5	2	200.00
Sala de captación 3	A3	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A2	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A1	1.3	C	Cuarto de captación 2	1	2	200.00
	A5	1.3	NC	Sanitario	1/20	2	10.00
	A4	1.3	C	Cuarto de captación 4	1	2	200.00
Sala de captación 4	A2	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A1	1.3	C	Cuarto de captación 3	1	2	200.00
	A5	1.3	NC	Sanitario	1/20	2	10.00
	A4	1.3	C	Cuarto de captación 5	1	2	200.00
	A3	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
Sala de captación 5	A3	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A2	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A1	1.3	C	Cuarto de captación 4	1	2	200.00
	A5	1.3	C	Cuarto de Control	1	3	133.33
	A4	1.3	C	Cuarto de captación 6	1	2	200.00
Sala de captación 6	A2	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
	A1	1.3	C	Cuarto de captación 5	1	2	200.00
	A5	1.3	C	Cuarto de Control	1	3	133.33
	A4	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	1	400.00
	A3	1.3	C	Pasillo Controlado	1/5	2	200.00
Salas de captación	Techo	5.0	NC	Laboratorio	1	2	10.00
	Piso	3.8	NC	Estacionamiento	1/40	2	10.00

Tabla 6: Descripción de parámetros para el cálculo de blindaje de las barreras de las salas de captación PET-CT.

Aplicando las ecuaciones 13, 15 y la *Tabla 2*, se obtuvieron los espesores de plomo y concreto requeridos para cada barrera y se hizo la comparativa de los espesores de blindaje de las barreras con los que se cuentan actualmente, los cuales se muestran en la *Tabla 7*.

Área	Barrera	Factor de transmisión B	Espesores de blindaje requeridos		Blindaje colocado		
			Plomo (cm)	Concreto (cm)	Plomo (cm)	Concreto (cm)	Cumple
Sala de captación 1	A3	1.45	0.00	0.00	0.20	-	✓
	A2	1.45	0.00	0.00	-	10.00	✓
	A1	1.16	0.00	0.00	-	10.00	✓
	A5	0.29	0.90	12.23	-	15.00	✓
	A4	0.29	0.90	12.23	-	19.00	✓
Sala de captación 2	A2	1.45	0.00	0.00	0.20	-	✓
	A1	0.29	0.90	12.23	-	19.00	✓
	A5	0.29	0.90	12.23	-	15.00	✓
	A4	0.29	0.90	12.23	-	26.00	✓
	A3	1.45	0.00	0.00	-	10.00	✓
Sala de captación 3	A3	1.45	0.00	0.00	0.20	-	✓
	A2	1.45	0.00	0.00	-	10.00	✓
	A1	0.29	0.90	12.23	-	26.00	✓
	A5	0.29	0.90	12.23	-	15.00	✓
	A4	0.29	0.90	12.23	-	19.00	✓
Sala de captación 4	A2	1.45	0.00	0.00	0.20	-	✓
	A1	0.29	0.90	12.23	-	19.00	✓
	A5	0.29	0.90	12.23	-	15.00	✓
	A4	0.29	0.90	12.23	-	26.00	✓
	A3	1.45	0.00	0.00	-	10.00	✓
Sala de captación 5	A3	1.45	0.00	0.00	0.20	-	✓
	A2	1.45	0.00	0.00	-	10.00	✓
	A1	0.29	0.90	12.23	-	26.00	✓
	A5	0.19	1.16	14.97	-	22.00	✓
	A4	0.29	0.90	12.23	-	19.00	✓
Sala de captación 6	A2	1.45	0.00	0.00	0.20	-	✓
	A1	0.29	0.90	12.23	-	19.00	✓
	A5	0.19	1.16	14.97	-	22.00	✓
	A4	2.91	0.00	0.00	-	21.00	✓
	A3	1.45	0.00	0.00	-	10.00	✓
Salas de captación	Techo	0.22	1.09	14.28	0.50	6.00	✓
	Piso	4.97	0.00	0.00	0.00	6.00	✓

Tabla 7: Espesores de blindajes requeridos para las barreras de las salas de captación de los pacientes PET-CT con la comparativa de los espesores de blindaje que se encuentran colocados.

4.2 Cálculo de Blindajes de los Sanitarios PET-CT

4.2.1 Cálculo de Blindajes del Sanitario PET-CT 1

Dado que, la carga de trabajo para el sanitario PET-CT 1 no se modificó y permanece de la misma manera que en la memoria analítica autorizada por la CNSNS, los blindajes colocados permanecen igual por lo que no se realizó el cálculo de blindajes. A continuación, se anexan los espesores de blindaje actualmente autorizados por la CNSNS.

Área	Barrera	Factor de transmisión B	Espesores de blindaje requeridos		Blindaje colocado		
			Plomo (cm)	Concreto (cm)	Plomo (cm)	Concreto (cm)	Cumple
Sanitario PET-CT 1	C1	3.43	NR	NR	-	-	✓
	C2	4.24	NR	NR	-	-	✓
	C3	11.30	NR	NR	-	15.00	✓
	C4	0.69	3.04	5.51	-	-	✓
	Techo	0.88	1.15	2.60	-	6.00	✓
	Piso	20.23	NR	NR	-	6.00	✓

Tabla 8: Espesores de blindaje autorizados por la CNSNS para las barreras del sanitario PET-CT 1.

4.2.2 Cálculo de Blindajes del Sanitario PET-CT 2

En la *Tabla 9*, se resume la información de las distancias y la asignación de las barreras con sus respectivos factores ocupacionales y la dosis objetivo para el sanitario PET-CT 2. Recordando, asimismo, las siguientes condiciones particulares para el cálculo:

- Se considera un factor de auto atenuación de 0.36 por el propio paciente, por lo que se tiene una constante de tasa de dosis de $0.092 \left(\frac{\mu Sv.m^2}{MBq.h} \right)$.
- La actividad inyectada es de 370 MBq (10 mCi) de ^{18}F .
- La carga de trabajo, N_w , es de 121 Pacientes/semana.
- NC: Zona No controlada

- C: Controlada
- La dosis objetivo se dividirá entre el número de fuentes.

Área	Barrera	d (m)	Tipo de área	Colindancia	Factor de ocupación	No. fuentes	Dosis objetivo ($\mu\text{Sv}/\text{sem}$)*
Sanitario PET-CT 2	C1	1.3	C	Puerta/Pasillo Controlado	1/5	1	400.00
	C2	1.4	C	Pasillo Controlado	1/5	1	400.00
	C3	1.4	C	Sala de Espera Paciente	1/5	1	400.00
	C4	1.4	C	Cuarto de Aseo	1/20	1	400.00
	C5	1.4	C	Pasillo Controlado	1/5	1	400.00
	Techo	6.0	NC	Sala de Espera	1	1	20.00
	Piso	3.8	NC	Estacionamiento	1/40	1	20.00

Tabla 9: Descripción de parámetros para el cálculo de blindaje de las barreras del sanitario PET-CT 2.

Aplicando las ecuaciones 13, 15 y la *Tabla 2*, se obtuvieron los espesores de plomo y concreto requeridos para cada barrera y se hizo la comparativa de los espesores de blindaje de las barreras con los que se cuentan actualmente, los cuales se muestran en la *Tabla 10*.

Área	Barrera	Factor de transmisión B	Espesores de blindaje requeridos		Blindaje colocado		
			Plomo (cm)	Concreto (cm)	Plomo (cm)	Concreto (cm)	Cumple
Sanitario PET-CT 2	C1	0.99	0.01	0.36	0.20	-	✓
	C2	1.14	0.00	0.00	-	15.00	✓
	C3	1.14	0.00	0.00	-	15.00	✓
	C4	4.57	0.00	0.00	-	15.00	✓
	C5	1.14	0.00	0.00	-	15.00	✓
	Techo	0.21	1.11	14.44	0.52	6.00	✓
	Piso	3.37	0.00	0.00	-	6.00	✓

Tabla 10: Espesores de blindaje requeridos para las barreras del sanitario PET-CT 2 con la comparativa de los espesores de blindaje que se encuentran colocados.

4.3 Cálculo de Blindajes de las Salas de Adquisición PET-CT

Siguiendo la metodología descrita en la sección anterior 3.2, se calcularon los espesores requeridos para las barreras de las 2 salas de adquisición PET-CT considerando el aumento de la carga laboral a $240 \frac{\text{Pacientes}}{\text{Semana}}$ y comparándolos con el espesor de blindaje que actualmente se encuentra colocado.

En la siguiente *Tabla 11*, se condensa la información de las distancias y la asignación de las barreras con sus respectivos factores ocupacionales y la dosis objetivo para las 2 salas de adquisición. Recordando, asimismo, las siguientes condiciones particulares para el cálculo:

- Existen 2 salas de adquisición de imágenes PET-CT.
- En la sala 1, se tiene un equipo PET-CT marca SIEMENS modelo Biograph mCT con número de serie 60005.
- En la sala 2, se tiene un equipo PET-CT marca SIEMENS modelo Biograph mCT con número de serie 21059.
- En cada sala se encontrará un paciente a la vez, el cual entrará a la sala después de haber permanecido una hora en el cuarto de espera y haber pasado al sanitario para su micción.
- Se considerará un tiempo de permanencia del paciente, t_I , de 15 minutos en la sala de adquisición.
- Se considera un factor de auto atenuación de 0.36 por el propio paciente, por lo que se tiene una constante de tasa de dosis de $0.092 \left(\frac{\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2}{\text{MBq}\cdot\text{h}} \right)$.
- Se considera un factor de 0.15 por pérdida de micción del paciente.
- La carga de trabajo para cada sala de PET es de $N_w=121$ paciente/semana.

Área	Barrera	d (m)	Tipo de área	Colindancia	Factor de ocupación	No. fuentes	Dosis objetivo ($\mu\text{Sv}/\text{sem}$)*
Sala de adquisición 1 (60005)	B1	3.2	NC	Area Externa	1/40	1	20.00
	B3	3.7	C	Equipo de Soporte Electrónico	1/40	2	200.00
	B2	3.7	NC	Pasillo	1/5	1	20.00

	B5	6.6	C	Cuarto de Control	1	1	400.00
	B4	6.6	C	Puerta/Pasillo controlado	1/5	1	400.00
Sala de adquisición 2 (21059)	B1	3.8	C	Equipo de Soporte Electrónico	1/40	2	200.00
	B3	3.3	C	PET 3	1	1	400.00
	B2	3.7	NC	Pasillo	1/5	1	20.00
	B4	6.6	C	Cuarto de Control	1	1	400.00
	B5	6.6	C	Puerta/Pasillo controlado	1/5	1	400.00
Salas de adquisición PET-CT	Techo	5.0	NC	Laboratorio	1	1	20.00
	Piso	3.8	NC	Estacionamiento	1/40	1	20.00

Tabla 11: Descripción de parámetros para el cálculo de blindaje de las barreras de las salas de adquisición PET-CT.

Aplicando las ecuaciones 15, 17 y la *Tabla 2*, se obtuvieron los espesores de plomo y concreto requeridos para cada barrera y se hizo la comparativa de los espesores de blindaje de las barreras con los que se cuentan actualmente, los cuales se muestran en la *Tabla 12*.

Área	Barrera	Factor de transmisión B	Espesores de blindaje requeridos		Blindaje colocado		
			Plomo (cm)	Concreto (cm)	Plomo (cm)	Concreto (cm)	Cumple
Sala de adquisición 1 (60005)	B1	14.33	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B3	191.54	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B2	2.39	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B5	30.47	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B4	152.37	0.00	0.00	0.10	-	✓
Sala de adquisición 2 (21059)	B1	202.04	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B3	7.62	0.00	0.00	0.40	-	✓
	B2	2.39	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B4	30.47	0.00	0.00	0.10	-	✓
	B5	152.37	0.00	0.00	0.10	-	✓
Salas de adquisición PET	Techo	0.87	0.12	2.62	0.30	6.00	✓
	Piso	20.20	0.00	0.00	0.10	6.00	✓

Tabla 12: Espesores de blindaje requeridos para las barreras de las salas de adquisición de los pacientes PET-CT con la comparativa de los espesores de blindaje que se encuentran colocados.

4.4 Estimación del Equivalente de Dosis Efectivo al POE

Siguiendo la metodología descrita en la sección 3.3, se obtuvo la estimación del equivalente de dosis efectivo al POE debido al manejo del material radiactivo ^{18}F considerando las 2 diferentes presentaciones en que se recibe el fármaco, unidosis y vial multidosis, así como un tercer caso, considerado como extraordinario, que considera el caso cuando se recibe el fármaco en vial multidosis y se traspasa el fármaco a jeringas formando unidosis.

En los tres casos (vial multidosis, unidosis y extraordinario), se calculó la dosis absorbida que recibiría el POE debido a todo el manejo que involucra el material radiactivo ^{18}F , utilizando la ecuación 24 y el factor f para convertir de tasa de exposición (R/h) a dosis absorbida (Gy) para posteriormente multiplicar la dosis absorbida por el factor Q , que es equivalente a 1 (*ver Tabla 3*) y por el factor de ponderación por tejido, el cual, se consideró a cuerpo completo con un factor equivalente a 1 (*ver tabla 4*). De manera que, se obtuvo un equivalente de dosis efectivo al POE de 7.25 mSv/año, 7.85 mSv/año y 0.12 mSv/año considerando los casos de vial multidosis, unidosis y extraordinario, respectivamente.

Ahora bien, mediante las ecuaciones 27 y 28 se determinó que no existe contribución a la estimación del equivalente de dosis efectivo al POE debido a las partículas cargadas (positrones y electrones), ya que fueron frenadas al interactuar con los diversos materiales y medio en toda la operación y manejo del material radiactivo, por lo que se obtuvo la estimación del equivalente de dosis considerando solo la radiación gamma.

4.5 Análisis de Riesgo

Como se explicó previamente en la sección 3.4, para definir la categoría del riesgo en alta, moderada o baja, se consideraron 3 factores clave, ocurrencia, consecuencia y factibilidad de solución, a su vez dichos factores se categorizaron como en Alta, moderada o baja y dependiendo de las combinaciones de las categorías descritas en la *Tabla 5*, se definió la categoría del riesgo.

En la *Tabla 13*, se ilustran los 6 casos considerados con mayor posibilidad de riesgo que se pudieran presentar debido a los procedimientos y manejo de material radiactivo que se tienen en el INCan, además se describen algunas posibles causas en cada uno de ellos.

ANÁLISIS DE RIESGOS DEBIDO AL MANEJO DE FLÚOR-18						
NÚMERO RIESGO	Riesgo	Causa	Consecuencia	Ocurrencia	Factibilidad de solución	Categoría del accidente
1	Derrame de material radiactivo	Manejo incorrecto de la fuente	Moderada	Baja	Alta	Baja
		Omisión del procedimiento operativo establecido en el manual de seguridad radiológica para el manejo del Flúor-18 (PO13 "Manipulación de fuentes abiertas de radiación ionizante")				
		Omisión del procedimiento operativo PO17 "Recepción y registro de material radiactivo" a realizar previo a cualquier manejo con Flúor-18				
		Omisión de los procedimientos operativos PO12 "Gestión de desechos radiactivos y material contaminado" y PO10 "Proceso de descontaminación" cuando aplique				
		Falta de capacitación al POE				
2	Mala gestión de desechos	Falta de capacitación al POE	Baja	Baja	Alta	Baja
		Omisión de los procedimientos operativos establecido en el manual de seguridad radiológica PO02 "Verificación de los equipos detectores de radiación ionizante", PO12 "Gestión de desechos radiactivos y material contaminado" y PO13 "Manipulación de fuentes abiertas de radiación ionizante"				
3	Contaminación personal	Falta de capacitación al POE	Alta	Baja	Alta	Baja
		Omisión de los procedimientos operativos PO02 "Verificación de los equipos detectores de radiación ionizante", PO05 "Levantamiento de niveles de radiación", PO12 "Gestión de desechos radiactivos y material contaminado", PO17 "Recepción y registro de material radiactivo", PO09 "Búsqueda de contaminación radiactiva", PO10 "Proceso de descontaminación", PO183"Manipulación de fuentes abiertas de radiación ionizante") establecidos en el manual de seguridad radiológica cuando aplique				
		Omisión del procedimiento operativo PO06 "Verificación de no contaminación personal" establecido en el manual de seguridad radiológica				
4		Falta de capacitación al POE	Baja	Baja	Alta	Baja

	Contaminación del área de trabajo	Omisión de los procedimientos operativos PO12 "Gestión de desechos radiactivos y material contaminado", PO17 "Recepción y registro de material radiactivo", PO09 "Búsqueda de contaminación radiactiva", PO10 "Proceso de descontaminación", y/o PO13 "Manipulación de fuentes abiertas de radiación ionizante" cuando apliquen				
5	Actividad administrada incorrecta al paciente	Falta de capacitación al POE Omisión de los procedimientos operativos PO14 "Verificación diaria del activímetro" y PO17 "Recepción y registro de material radiactivo" establecidos en el manual de seguridad radiológica	Alta	Baja	Alta	Baja
6	Fallecimiento de paciente a quien se le administró material radiactivo	Causas ajenas a los procedimientos relacionados con la seguridad radiológica y el manejo de fuentes abiertas de material radiactivo	Alta	Baja	Baja	Baja

Tabla 13: Categoría de los riesgos considerados con una descripción de sus posibles causas.

Ahora bien, para verificar el cumplimiento del criterio del equivalente de dosis efectivo para determinar la consecuencia de los riesgos establecidos en el análisis de riesgo debido al uso de ^{18}F , se siguió la metodología descrita en la sección 3.3, utilizándose las ecuaciones 24, 26 y el factor f para obtener la dosis absorbida, así como, las Tablas 3 y 4 para obtener los factores de calidad del tipo de radiación gamma y el factor de ponderación por tejido de cuerpo completo, respectivamente.

De manera que, se obtuvo que en todos los riesgos descritos en la Tabla 13, cumplen con el criterio del equivalente de dosis efectivo, dado que, en los calculo realizados ningún POE superara el límite de equivalente de dosis efectivo anual de 20 mSv siguiendo la recomendación de la ICRP-103, por lo que se asegura, que no se superaran los límites del equivalente de dosis efectivo establecidos en el RGSR, ya que, los limites son mayores a las recomendaciones (50 mSv).

5. DISCUSIÓN

De los cálculos de blindaje para las salas de captación PET-CT (*Tabla 6*) se observa que la mayoría de las barreras de las salas se calcularon considerando la contribución de dos fuentes, debido a que las salas de captación se encuentran de forma contigua compartiendo una barrera (pared) que divide ambos cuartos, lo que provoca una disminución de la dosis objetivo, provocando, de igual manera, la disminución del factor de transmisión.

Asimismo, se observa que conforme más bajo sea el factor de transmisión, se requiere un mayor blindaje, lo cual es comprensible, ya que, el factor de transmisión menor a 1 de una barrera significa que, la radiación que pasa por esa barrera es mayor a la máxima permitida para no superar la dosis objetivo o el límite de equivalente de dosis efectivo para dicha área, sin embargo, como se observa en la *Tabla 7*, a pesar de que en la mayoría de las barreras de las salas de captación se consideró la contribución de 2 fuentes, lo cual implicaba un mayor requerimiento de blindaje y un factor de transmisión menor a 1, el espesor de blindaje que se encuentra colocado actualmente en todas las barreras en el INCan es mayor al blindaje calculado requerido.

Asimismo, en la *Tabla 7* se puede observar que, en el caso de los techos de las salas de captación, el blindaje colocado es una combinación de 2 materiales, concreto y plomo, por lo que se requirió determinar mediante la ecuación 23 el espesor de concreto equivalente a plomo, obteniendo como resultado que los 6 cm de concreto equivalen a 0.6797 cm de plomo, de manera que si se realiza la sumatoria de los 0.5 cm de plomo con los que cuenta el techo, más los 0.6797 cm de plomo equivalente al concreto, se obtuvo como resultado final un equivalente de 1.17 cm de espesor de plomo en el techo, que al compararlo con el blindaje requerido debido al aumento de la carga de trabajo, se obtuvo que el blindaje colocado continua siendo mayor al requerido, por lo tanto cumple los requerimientos de seguridad radiológica.

Respecto a los sanitarios PET-CT, debido al aumento en la carga de trabajo, fue necesario calcular los blindajes para un baño adicional, denominado sanitario PET-CT

2, esto debido a que, al actualizar los cálculos de blindaje del sanitario PET-CT 1 considerando la nueva carga de trabajo (240 pacientes por semana), se determinó que los espesores requeridos eran mayores a los instalados, por esta razón, se realizó el cálculo de blindajes para el sanitario adicional (PET-CT 2), mientras que el sanitario PET-CT 1 se mantuvo con la carga de trabajo actualmente autorizada por la CNSNS, cumpliendo con los espesores de blindaje establecidos para la carga previamente aprobada.

Como se observa en la *Tabla 10*, referente a los cálculos de blindajes para el sanitario PET-CT 2, únicamente se requirió blindaje en dos barreras, C1 y el techo, esto se debe a que, en la barrera C1, la distancia entre el paciente, considerado como la fuente y la barrera es menor, lo que reduce el factor de transmisión y, como consecuencia, hace necesario el blindaje. Por otra parte, los cálculos indican que también se requiere blindaje en el techo, ya que en la parte superior del sanitario se encuentra un departamento de hematología, en este espacio, la mayor parte del tiempo hay personal no ocupacionalmente expuesto, lo que implica un factor ocupacional de 1, lo cual disminuye el factor de transmisión y justifica la necesidad de blindaje en el techo.

Ahora bien, el blindaje del techo es una combinación de dos materiales: concreto y plomo y como se explicó previamente, se utilizó la ecuación 23 para calcular el espesor de concreto equivalente a plomo, al realizar esta conversión, se determinó que los 6 cm de concreto equivalen a 0.6797 cm de plomo. Al sumar ambos valores, se obtuvo un espesor total de 1.19 cm de plomo, que resulta mayor al espesor requerido (1.11 cm), garantizando así la seguridad. Cabe destacar que, incluso en las barreras donde no se requería blindaje, cuenta con un blindaje para asegurar un nivel adicional de seguridad radiológica.

Para las barreras de las salas de adquisición PET-CT, se determinó que no se requiere blindaje, a excepción del techo tal como se observa en la *Tabla 12*. Este resultado se debe, principalmente, a que el paciente que ingresa a la sala de adquisición ha permanecido previamente una hora en la sala de captación. Durante este periodo, el decaimiento radiactivo del radiofármaco administrado reduce significativamente la

actividad inicial. Además, antes de ingresar a la sala de adquisición, el paciente se dirige al sanitario para miccionar, eliminando aproximadamente un 15% de la actividad administrada. Estas circunstancias contribuyen a una disminución adicional del nivel de radiación emitida por el paciente al momento de su ingreso a la sala.

Por otro lado, en el techo de las salas de adquisición se determinó que era necesario incluir blindaje debido a que, en la parte superior del sanitario, se encuentra un departamento de hematología, donde se considera una ocupación total (factor de ocupación de 1), esta condición incrementa la necesidad de blindaje, ya que reduce el factor de transmisión y requiere garantizar la protección radiológica en esa zona.

Aunque en las demás barreras los cálculos indicaron que no era necesario instalar blindaje, las instalaciones fueron equipadas con un blindaje de 1 mm de plomo en todas las barreras, con excepción del techo y el piso, ya que el techo cuenta con una combinación de 0.3 cm de plomo y 6 cm de concreto, mientras que el piso dispone de 0.1 cm de plomo y 6 cm de concreto, dichas medidas aseguran un nivel adicional de protección radiológica.

La estimación del equivalente de dosis efectivo debido al manejo del material radiactivo ^{18}F varía según el procedimiento operativo aplicado, el cual depende de la presentación del radiofármaco recibido, en el caso de la presentación en vial multidosis, se obtuvo un equivalente de dosis efectivo de 7.25 mSv/año, un valor menor en comparación con el caso de unidosis, esto se debe a que, en el procedimiento operativo asociado al vial multidosis, se utiliza un infusor automatizado de radiofármacos para la administración al paciente, reduciendo significativamente la exposición al POE. Por el contrario, en el caso de unidosis, el personal operativo administra manualmente el radiofármaco al paciente, lo que genera una mayor exposición a la radiación y, en consecuencia, un equivalente de dosis efectivo ligeramente más alta (7.85 mSv/año).

En el caso extraordinario, el equivalente de dosis efectivo estimado fue de 0.12 mSv, un valor inferior al de los dos casos anteriores, este caso contempla únicamente cuatro procedimientos anuales, lo que explica una menor dosis, sin embargo, es importante

destacar que, durante este procedimiento, el personal operativo está expuesto a una mayor dosis efectiva en comparación con los casos anteriores, ya que se requiere extraer el radiofármaco del vial multidosis y transferirlo manualmente a una jeringa para formar las unidosis. Este procedimiento extraordinario se realiza únicamente en situaciones excepcionales, por ejemplo, cuando el material radiactivo se recibe en presentación de vial multidosis y, por razones imprevistas, no es posible utilizar el infusor automatizado. Este escenario se lleva a cabo con el fin de evitar el desperdicio del material radiactivo y garantizar la administración oportuna a los pacientes, aunque este caso es poco frecuente, se adoptó un enfoque conservador, asumiendo que podría ocurrir hasta cuatro veces al año.

De los seis posibles riesgos considerados en el análisis de riesgo (*Tabla 13*), se determinó que todos se clasifican dentro de la categoría de riesgo bajo, esto se evidencia al revisar la *Tabla 5*, donde las combinaciones analizadas confirman dicha clasificación. Además, se cumple el criterio del equivalente de dosis efectiva para determinar las consecuencias debido a los riesgos derivados del uso de ^{18}F , ya que ninguna de las estimaciones realizadas supera el límite de 20 mSv establecido para el personal ocupacionalmente expuesto (POE), conforme a las recomendaciones internacionales.

El riesgo con la dosis más elevada corresponde al caso de una mala gestión de desechos radiactivos, con una estimación del equivalente de dosis efectiva de 3.99 mSv, este resultado se obtuvo considerando un escenario conservador, en el que el POE estaría en contacto continuo con los desechos radiactivos durante toda su jornada laboral de 8 horas, debido a la omisión o incorrecta ejecución de los procedimientos operativos establecidos en el manual de seguridad radiológica, “Gestión de desechos radiactivos y material contaminado” y “Verificación de no contaminación personal”. Sin embargo, es importante señalar que este escenario es poco probable gracias a la presencia de detectores de área en la instalación. Estos dispositivos alertan sobre posibles contaminaciones personales, permitiendo realizar posteriormente, una inspección detallada y las acciones necesarias para la descontaminación. Por ello, la probabilidad de ocurrencia de este evento es lo suficientemente baja para ser considerado un riesgo de categoría baja.

En la instalación de medicina nuclear del INCan, donde se manejan fuentes abiertas, el riesgo más probable es la contaminación personal al manipular el material radiactivo, en este caso, la estimación realizada del equivalente de dosis efectivo para el POE fue de 1.31 mSv. Este cálculo se realizó bajo un enfoque conservador, asumiendo que el POE podría experimentar una contaminación fija, es decir, aquella contaminación intransferible entre superficies al tener contacto con esta [21], la estimación considera la contribución de la fuente radiactiva a la dosis equivalente hasta su decaimiento después de 10 vidas medias, aunque este valor no supera el límite anual de dosis efectivo autorizado para el POE, y está lejos de alcanzarlo, no se puede considerar una dosis despreciable en comparación con dicho límite.

No obstante, este escenario representa una sobreestimación de una situación hipotética que se previene mediante el uso del equipo de protección radiológica (guantes de látex o nitrilo, bata quirúrgica y un detector Geiger-Müller), por esta razón, la probabilidad de ocurrencia de este evento también es lo suficientemente baja para ser clasificado como un riesgo de categoría baja.

6. CONCLUSIONES

A partir de los resultados obtenidos de los blindajes calculados para las salas de captación, adquisición y sanitarios, basados en la metodología descrita en el documento TG-108, de la AAPM, se demostró que es posible mantener la carga de trabajo de pacientes y aumentarla ligeramente a 240 pacientes/semana, aun considerando la actualización de los límites de equivalente de dosis efectivo propuestos por recomendaciones internacionales. Sin embargo, se requirió dar de alta un sanitario adicional para pacientes, lo cual, no fue de gran dificultad, dado que el sanitario ya contaba con el sistema de drenaje adecuado y los blindajes requeridos.

Así mismo, para mantener la carga de trabajo y aumentarla ligeramente, considerando los blindajes actuales de la instalación, se utilizó toda la capacidad de las salas de captación, de adquisición y de los dos baños PET-CT, por lo que, si se desea aumentar la carga de trabajo u operar un nuevo equipo PET-CT se requerirán blindajes adicionales o creación de nuevas salas de captación y sanitarios.

Además, tomando en cuenta una posible actualización de los límites anuales del equivalente de dosis efectivo establecidos en el RGSR, se obtuvo que, con los cálculos de blindajes y estimación de dosis realizados en el presente escrito, se evitaría la disminución de la carga de trabajo o el cierre de operación del INCan.

Finalmente, como parte del trámite para la modificación de la licencia de operación solicitada debido al incremento en la carga de trabajo, se realizó la estimación de dosis al POE y el análisis de riesgo asociado a este cambio, considerando la actualización de los límites del equivalente de dosis efectivo como un factor relevante, demostrando que, incluso con la actualización de la carga de trabajo, los valores de dosis permanecen significativamente debajo de los límites establecidos, además, todos los posibles riesgos fueron clasificados dentro de la categoría de riesgo bajo, cumpliendo a su vez con el criterio de criterio de dosis efectivo para la determinación de la consecuencia de los riesgos establecidos en el análisis de riesgo debido al uso de Flúor-18.

BIBLIOGRAFÍA

- [1] Instituto Nacional de Cancerología, “Quienes Somos”. Consultado: el 22 de junio de 2024. [En línea]. Disponible en: <http://www.incan.salud.gob.mx/interna/nosotros/quienes-somos.html>
- [2] M. T. Madsen *et al.*, “AAPM Task Group 108: PET and PET-CT Shielding Requirements”, *Med Phys*, vol. 33, núm. 1, pp. 4–15, ene. 2006, doi: 10.1118/1.2135911.
- [3] National Council on Radiation Protection and Measurements, “Structural Shielding Design for Medical X-ray Imaging Facilities”, 2004, Consultado: el 3 de agosto de 2024. [En línea]. Disponible en: https://books.google.com.mx/books/about/Structural_Shielding_Design_for_Medical.html?id=DKu4YDjEluoC&redir_esc=y
- [4] F. E. Trujillo Z y E. Gomez A, “Calculation of an analytical memory for the installation of a PET-CT equipment in the Nuclear Medicine Department of the National Institute of Cancerology”. Consultado: el 22 de junio de 2024. [En línea]. Disponible en: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:38094391
- [5] J. J. González González *et al.*, “Diseño del centro PET-CT del Instituto de Oncología y Radiobiología”, *Nucleus*, vol. 57, pp. 50–56, 2015, Consultado: el 22 de junio de 2024. [En línea]. Disponible en: http://scielo.sld.cu/scielo.php?script=sci_arttext&pid=S0864-084X2015000100010&lng=es&tlng=es
- [6] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, “NCRP Report 151 Structural shielding design and evaluation for megavoltage x-and gamma-ray radiotherapy facilities”, vol. 26, núm. 3, pp. 349–349, sep. 2006, doi: 10.1088/0952-4746/26/3/B01.
- [7] D. A. Madero Ramirez, D. M. Orejuela, y M. C. Plazas De Pinzon, “Shielding Calculation for Nuclear Medicine Services”, *TECCIENCIA*, vol. 12, núm. 23, pp. 7–16, ago. 2017, doi: 10.18180/tecciencia.2017.23.2.
- [8] Serrano Zabaleta Sonia, “CÁLCULO DE BLINDAJES PARA UNA NUEVA INSTALACIÓN DE PET-TC EN EL HOSPITAL CLÍNICO UNIVERSITARIO LOZANO BLESA”, Consultado: el 21 de abril de 2024. [En línea]. Disponible en: <http://old.e-spacio.uned.es/fez/view/bibliuned:master-Ciencias-FMed-Sserrano>
- [9] W. D. Erwin, “Physics in Nuclear Medicine”, *Journal of Nuclear Medicine*, vol. 54, núm. 7, pp. 1168.1-1168, jul. 2013, doi: 10.2967/jnumed.113.123125.
- [10] M. Mahesh, “The Essential Physics of Medical Imaging, Third Edition.”, *Med Phys*, vol. 40, núm. 7, jul. 2013, doi: 10.1118/1.4811156.
- [11] N. Gómez-León, I. Pinilla, B. Rodríguez-Vigil, D. Hernández, M. Reza, y R. Madero, “Uso del sistema híbrido PET/TC en oncología: perspectiva radiológica”, *Radiología*, vol. 49, núm. 1, pp. 29–36, ene. 2007, doi: 10.1016/S0033-8338(07)73713-X.

- [12] SIEMENS Healthineers, “Biograph mCT”. Consultado: el 3 de diciembre de 2024. [En línea]. Disponible en: <https://www.siemens-healthineers.com/molecular-imaging/pet-ct/biograph-mct>
- [13] A. Uribe Agudelo, “Obtención de los parámetros requeridos para la acreditación EARL/EANM de dos equipos PET-CT mCT20 Biograph de Siemens con el uso de 18F en el Instituto Nacional de Cancerología”, 2023, Consultado: el 22 de junio de 2024. [En línea]. Disponible en: <https://ri.uaemex.mx/handle/20.500.11799/139924>
- [14] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), “Reglamento General de Seguridad Radiológica”. Consultado: el 22 de junio de 2024. [En línea]. Disponible en: <https://www.gob.mx/cnsns/documentos/reglamento-general-de-seguridad-radiologica>
- [15] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, “NOM-040-NUCL-2016, Requisitos de seguridad radiológica para la práctica de medicina nuclear.”, 2016. Consultado: el 15 de enero de 2025. [En línea]. Disponible en: https://www.dof.gob.mx/nota_detalle.php?codigo=5446807&fecha=04/08/2016#gsc.tab=0
- [16] Comisión Internacional de Protección Radiológica, “Las Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica”, 2007. Consultado: el 3 de diciembre de 2024. [En línea]. Disponible en: https://www.icrp.org/docs/p103_spanish.pdf
- [17] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), “¿Qué hacemos?” Consultado: el 22 de junio de 2024. [En línea]. Disponible en: <https://www.gob.mx/cnsns/que-hacemos>
- [18] D. S. Smith y M. G. Stabin, “EXPOSURE RATE CONSTANTS AND LEAD SHIELDING VALUES FOR OVER 1,100 RADIONUCLIDES”, *Health Phys*, vol. 102, núm. 3, pp. 271–291, mar. 2012, doi: 10.1097/HP.0b013e318235153a.
- [19] James E. Turner, *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*, Third. WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim All rights reserved, 2007.
- [20] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, “NORMA Oficial Mexicana NOM-001-NUCL-2013, Factores para el cálculo del equivalente de dosis.” Consultado: el 21 de agosto de 2024. [En línea]. Disponible en: https://www.dof.gob.mx/nota_detalle.php?codigo=5324812&fecha=06/12/2013
- [21] Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, “NORMA OFICIAL MEXICANA NOM-008-NUCL-2024, LÍMITES DE CONTAMINACIÓN RADIATIVA Y CRITERIOS PARA SU CONTROL”, 2024. Consultado: el 14 de enero de 2025. [En línea]. Disponible en: https://dof.gob.mx/nota_detalle.php?codigo=5728406&fecha=24/05/2024#gsc.tab=0



Casa abierta al tiempo

UNIVERSIDAD AUTÓNOMA METROPOLITANA

ACTA DE IDÓNEA COMUNICACIÓN DE RESULTADOS

No. 00012

Matrícula: 2231801462

MODIFICACIÓN DE LA LICENCIA DE OPERACIÓN DEL INSTITUTO NACIONAL DE CANCEROLOGÍA PARA EL USO DE ¹⁸F

En la Ciudad de México, se presentaron a las 9:00 horas del día 7 del mes de marzo del año 2025 en la Unidad Iztapalapa de la Universidad Autónoma Metropolitana, los suscritos miembros del jurado:

DR. VICTOR MANUEL LARA CAMACHO
M. EN F.M. ROCIO MARLENE PERUYERO RIVAS
DR. JUAN AZORIN NIETO



Ramses Pacheco

RAMSES PACHECO ORTIZ
ALUMNO

Bajo la Presidencia del primero y con carácter de Secretario el último, se reunieron a la presentación de la Idónea Comunicación de Resultados cuya denominación aparece al margen, para la obtención del diploma de:

ESPECIALIZACIÓN EN FÍSICA MÉDICA CLÍNICA

DE: RAMSES PACHECO ORTIZ

y de acuerdo con el artículo 79 fracción II del Reglamento de Estudios Superiores de la Universidad Autónoma Metropolitana, los miembros del jurado resolvieron:

Aprobar

REVISÓ

[Signature]
MTRA. ROSALÍA SERRANO DE LA PAZ
DIRECTORA DE SISTEMAS ESCOLARES

Acto continuo, el presidente del jurado comunicó al interesado el resultado de la evaluación y, en caso aprobatorio, le fue tomada la protesta.

DIRECTOR DE LA DIVISIÓN DE CBI

Roman Linares Romero
DR. ROMAN LINARES ROMERO

PRESIDENTE

[Signature]
DR. VICTOR MANUEL LARA CAMACHO

VOCAL

[Signature]
M. EN F.M. ROCIO MARLENE PERUYERO RIVAS

SECRETARIO

[Signature]
DR. JUAN AZORIN NIETO