



**Evaluación de dosis al público derivadas del uso de radiofármacos en estudios
diagnósticos y terapias en medicina nuclear**

Amer Jesús Pérez Velásquez

Pontificia Universidad Javeriana
Facultad de Ciencias
Maestría en Física Medica
Bogotá D.C.
2019

**Evaluación de dosis al público derivadas del uso de radiofármacos en estudios
diagnósticos y terapias en medicina nuclear**

Amer Jesús Pérez Velásquez

Directora:
M.Sc. Gloria Milena Camacho García

Co-director
Dr. Amílcar Estrada Molina

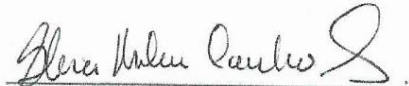
Pontificia Universidad Javeriana
Facultad de Ciencias
Maestría en Física Medica
Bogotá D.C.
Julio de 2019

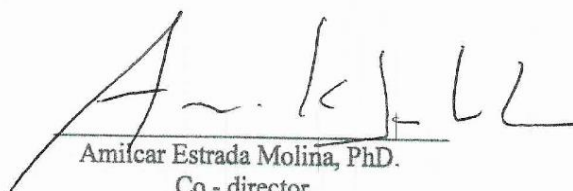
NOTA DE ADVERTENCIA


“La Universidad no se hace responsable por los conceptos emitidos por sus alumnos en sus trabajos de tesis. Sólo velará porque no se publique nada contrario al dogma y a la moral católica y por qué las tesis no contengan ataques personales contra persona alguna, antes bien se vea en ellas el anhelo de buscar la verdad y la justicia”. Artículo 23 de la Resolución No. 13 de julio de 1946

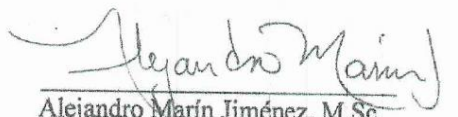
**Evaluación de dosis al público derivadas del uso de radiofármacos en estudios
diagnósticos y terapias en medicina nuclear**

Amer Jesús Pérez Velásquez


Gloria Milena Camacho García, M.Sc.
Directora


Amílcar Estrada Molina, PhD.
Co - director


María Esperanza Castellanos, PhD.
Jurado 1


Alejandro Marín Jiménez, M.Sc.
Jurado 2


Andrea Abril Fajardo, M.Sc
Jurado 3

Evaluación de dosis al público derivadas del uso de radiofármacos en estudios diagnósticos y terapias en medicina nuclear



Amer Jesús Pérez Velásquez

Aprobado


Concepción Puerta Bula, Ph.D.
Decana
Facultad de Ciencias




Alba Alicia Trespalacios, Ph.D.
Directora de Posgrados
Facultad de Ciencias



Bogotá, 2020

¡A Dios y a mis padres!

Agradecimientos

Primeramente, darle gracias a Dios, por estar siempre a mi lado en cada proyecto de mi vida, a la Universidad Javeriana por contribuir a mi formación como profesional, gracias a cada maestro que hizo parte de mi proceso integral de formación, en especial a mis directores

Gloria Camacho, Amílcar Estrada.

Gracias a todos mis amigos, en especial a Adriana Arcia por su constante e incondicional apoyo y a mis compañeros de batalla Lida, Jaime, Fausto y Jorge por haber vivido conmigo esta inolvidable experiencia.

También quiero agradecer a las instituciones que hicieron posible la realización de este trabajo de grado: Sabbag Radiólogos S.A. en la ciudad de Barranquilla, Clínica las Américas en la ciudad de Medellín y sobre todo a todo el equipo de trabajo de Medinuclear S.A en la ciudad de Montería y el apoyo especial de Dra. Patricia Fernández y el Dr. Juan Carlos Ramírez en todo el proceso.

Finalmente, y no menos importante gracias a mi familia (Mi gran familia), sin ustedes y sus palabras de ánimo no hubiera sido posible lograrlo.

Amer

Tabla de contenido

	Pág.
Resumen.....	17
1. Introducción y justificación.....	19
2. Objetivos	23
2.1. General	23
2.2. Específicos	23
3. Marco Teórico.....	24
3.1. Medicina nuclear	24
3.2. Radiofármacos.....	25
3.2.1. Términos y relaciones de desintegración de los radionúclidos	27
3.2.1.1. Transformación nuclear.....	27
3.2.1.2. Actividad	31
3.2.1.3. Esquemas de decaimiento	32
3.3. Procedimientos en medicina nuclear.....	34
3.3.1. Procedimientos diagnósticos con imagen.....	34
3.3.2. Procedimientos terapéuticos.....	36
3.4. Detección y medición de la radiación	37
3.4.1. Tipos de detectores y principios básicos	38
3.4.1.1. Detectores gaseosos.....	39

3.5.	Magnitudes utilizadas en la protección radiológica para exposiciones a radiación externa	42
3.5.1.	Magnitudes limitadoras	42
3.5.2.	Magnitudes operacionales.	45
3.6.	Coeficientes de conversión para uso en protección radiológica contra la radiación externa	46
3.6.1	Métodos de cálculo.....	48
4.	Materiales y Métodos	56
4.3	Métodos, técnicas e instrumentos de recolección	57
4.3.1	Protocolo de Medida	58
4.3.2	Identificación y cuantificación de la fuente emisora en función del protocolo de cada prueba diagnóstica y/o terapéutica	59
4.4	Procesamiento y análisis estadístico de datos	59
4.4.1	Estadística.....	59
4.4.2	Estimación de la dosis efectiva	59
4.5	Consideraciones para las circunstancias de contacto	60
4.5.1	Durante la incorporación del radiofármaco	61
4.5.2	Finalizada la prueba diagnóstica o terapéutica.....	63
4.6	Consideraciones éticas	64
5.	Resultados y Discusión	65
5.1	Dosis recibidas debido al contacto con pacientes administrados con fines diagnósticos.....	70
5.1.1	Escenarios dentro de la instalación	70

5.1.2	Escenarios fuera de la instalación	75
5.2	Dosis recibidas debido al contacto con pacientes sometidos a tratamientos con I-131. ...	80
6.	Conclusiones	87
7.	Medidas de protección radiológica (Recomendaciones)	90
8.	Bibliografía	92

Lista de Figuras

	Pág.
Figura 1: Esquema del concepto de medicina nuclear	25
Figura 2: Decaimiento alfa.....	28
Figura 3: Beta-Menos Decaimiento	28
Figura 4: Decaimiento Beta-mas (emisión de positrones)	29
<i>Figura 5:</i> Porcentaje de actividad inicial en función del tiempo en vidas medias (escala lineal).....	32
Figura 6: Elementos del esquema de desintegración generalizada	33
Figura 7: Esquema de desintegración principal del tecnecio-99m.....	33
Figura 8: Las metástasis óseas de un carcinoma	34
<i>Figura 9:</i> Detector gaseoso.....	40
<i>Figura 10:</i> Carga eléctrica recolectada en función de la diferencia de potencial eléctrico (voltaje) aplicada entre los dos electrodos de un detector lleno de gas.	41
Figura 11: Diagrama de flujos que describe los pasos básicos para calcular la E a partir de H^*10 ..	48
Figura 12: Representación esquemática de las geometrías idealizadas consideradas	51
Figura 13. Coeficientes de conversión de referencia para dosis efectivas para fotones en diversas geometrías de irradiación en un modelo antropomorfo adulto.....	54
Figura 14. Representación de la medida de la tasa de equivalente de dosis ambiental $H^* (10)$ desde el paciente.	57
Figura 15. Esquematización de situación en la que un miembro del público (acompañante), se encuentra en sala de espera de pacientes para acompañar a un paciente en condición de discapacidad o niños.	61
<i>Figura 16:</i> Esquematización de situación en la que un miembro del público (Enfermero), se encuentra en sala de espera de pacientes hospitalizado en camilla	62

Figura 17. Número de pacientes por cada tipo de prueba	65
Figura 18: Tasa de dosis (H*10) tras la administración	68
Figura 19: Tasa de dosis (H*10) finalizado el estudio	68
Figura 20: Variación de la dosis efectiva por interacción de tipo familiar en la vivienda con pacientes que han sido administrados con I-131 para tratar el hipertiroidismo (30mCi) y Ca de Tiroides (120mCi).....	85

Lista de Tablas

	Pág.
Tabla 1: Radionúclidos utilizados por su emisión gamma.	26
Tabla 2: Principales estudios diagnósticos realizados en medicina nuclear.	35
Tabla 3. Factores de ponderación de la radiación recomendados.	43
Tabla 4: Factores ponderales de tejido	44
Tabla 5 . Coeficientes de conversión para la dosis ambiental equivalente, $H^*(10)$, y la dosis direccional equivalente, $H'(0.07, 0^\circ)$, de la fluencia de los fotones y la kerma en aire libre.	50
Tabla 6: Resumen de los cálculos de coeficientes de conversión para cantidades de protección para fotones.....	53
Tabla 7: Dosis efectiva por unidad de Kerma en aire libre, E/Ka , para fotones monoenergéticos incidentes en diversas geometrías en un modelo computacional antropomorfo adulto.	54
Tabla 8: Características de los pacientes	56
Tabla 9: Formato para adquisición de datos.....	58
Tabla 10: Actividad Administrada y tiempos (Incorporación y Total) para cada prueba diagnóstica.....	66
Tabla 11. Tasa de dosis (H^*10) proveniente de pacientes administrados con fines diagnósticos	67
Tabla 12: Factor de conversión de equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ a dosis efectiva	69
Tabla 13: Dosis recibida por familiares debido al contacto con pacientes administrados en sala de inyectados	70

Tabla 14. Dosis recibida por personal de enfermería por asistir a pacientes hospitalizados en sala de camillas.....	72
Tabla 15: Dosis recibida por el cardiólogo durante realización de prueba de esfuerzo a pacientes de perfusión miocárdica.....	73
Tabla 16: dosis recibida por el cardiólogo.....	75
Tabla 17. Dosis calculadas con base en los supuestos establecidos, cuando el contacto entre el paciente y un tercero se produce durante la incorporación del radiofármaco.	77
Tabla 18. Dosis calculadas, con base de los supuestos establecidos, cuando el contacto entre el paciente y un tercero se produce al finalizar el estudio diagnóstico.....	78
Tabla 19. Datos referentes a terapias de Hipertiroidismo y Ca de tiroides	81
Tabla 20. Dosis efectiva para personas que están en contacto con pacientes administrados con I-131 para tratar el hipertiroidismo y Ca de tiroides durante el retorno a casa.....	83
Tabla 21. Dosis efectiva para interacción de tipo familiar en la vivienda de pacientes que han administrados con I-131 para tratar el hipertiroidismo (30mCi).....	84

Lista de Anexos

Anexo 1: Formato de para encuestar a los pacientes	954
Anexo 2. Ejemplo de cálculo de dosis.....	95
Anexo 3. Notas aclaratorias.....	97
Anexo 4. Tasa de tasa de equivalente de dosis ambiental ($\dot{H} \cdot 10$) proveniente de pacientes administrados con fines diagnósticos.....	99

Lista de abreviaturas y siglas

ICRP: Comisión Internacional de Protección Radiológica

ICRU: Comisión Internacional de Unidades y Medidas Radiológicas

IAEA: Agencia Internacional de Energía Atómica

MN: Medicina Nuclear

Tc-99m: Tecnecio 99 metaestable

Bq: bequerelios

I-131: Yodo

Ga-67: Galio

mCi: milicurio

keV: Kiloelectronvoltio

MeV: Megaelectronvoltion

K_a: kerma en aire

H*(10): Equivalente de dosis ambiental

Resumen

El presente trabajo es un estudio observacional, prospectivo y retrospectivo realizado en tres servicios de medicina nuclear, que tuvo como fin determinar la dosis efectiva que puede recibir un miembro del público debido al contacto con pacientes que han sido sometidos a un estudio diagnóstico o terapia en medicina nuclear. Para este estudio se calcularon las dosis efectivas impartidas por los pacientes a partir de la medida de tasa de dosis $H^*(10)$ a 0.1, 0.5 y 1m de distancia paciente, haciendo uso de un detector Geiger Müller modelo 14C y del empleo de modelos establecidos en protocolos internacionales de dosimetría externa (ICRP119). Las dosis se determinaron para circunstancias específicas en el momento de realización de los diferentes estudios (como tiempos de espera, distancias, ubicación del paciente etc.) dentro y fuera del servicio de medicina nuclear.

Los resultados obtenidos mostraron que existen contextos en los que determinados miembros del público podrían recibir dosis injustificadas en la que se superaría la dosis pública, si no se tienen en cuenta recomendaciones específicas. De igual forma, en escenarios como el del cardiólogo, se pudo constatar que el límite de dosis no es superado, a pesar de la presencia del mismo durante la realización de estudios de perfusión miocárdica. En los casos anteriores, se hacen recomendaciones para la optimización de la protección radiológica buscando siempre la reducción de dosis.

En el caso de pacientes sometidos a terapias con I-131 se encontró que las dosis efectivas totales recibidas por el familiar, son mucho mayores cuando el contacto se da con paciente tratados para hipertiroidismo que para cáncer de Tiroides; esto se debe en gran medida a la

diferencia entre los tiempos efectivos de eliminación, siendo mayor para el caso del hipertiroidismo. Los cálculos mostraron que en la interacción tipo familiar con pacientes sometidos a tratamiento con I-131, no se sobrepasa el valor establecido por el ICRP de 5 mSv/año (para familiares que asisten a pacientes administrados con radiofármacos).

Palabras clave: Protección Radiológica, Dosis Efectiva, Radiofármacos, Medicina Nuclear.

1. Introducción y justificación

La medicina nuclear es una especialidad médica que, mediante la aplicación de radiofármacos en pacientes, permite realizar diagnóstico por imagen y en algunos casos terapias de ciertos tipos de patologías; consiste en la utilización de pequeñas cantidades de material radiactivo para obtener distintos beneficios, entre los que figuran el análisis del funcionamiento de órganos o tejidos, para la selección del tratamiento adecuado, la vigilancia del progreso de una enfermedad o de los efectos del tratamiento, la confirmación del diagnóstico del paciente y algunos tratamientos (Coral-Folleco, 2011).

Si bien las pequeñas cantidades de material radiactivo, que se utilizan para producir los radiofármacos, son necesarias para el diagnóstico y tratamiento médico, a la vez pueden representar un riesgo para los pacientes, el personal ocupacional y el público en general, si no se siguen indicaciones adecuadas de protección radiológica durante su adquisición, manipulación, aplicación e inclusive cierto tiempo después de la administración de los mismos, mientras son eliminados en el cuerpo del paciente. Este tipo de usuarios, se constituyen en una fuente de radiación ionizante (mientras el radiofármaco se encuentre en el organismo) capaz de ocasionar irradiación injustificada al público en general pudiendo producir efectos nocivos a la salud. “Existen ocasiones en las que los miembros del público están expuestos a la radiación procedente de pacientes a los que se ha administrado un radiofármaco” (Moran, 2017).

En este sentido, se puede decir, que los efectos de la radiación son un proceso complejo que de acuerdo a la cantidad de exposición causa diferentes efectos que influye directamente

sobre la integridad de quien la recibe. Cuando la radiación ionizante transfiere energía a un sistema biológico, provocará uno o más resultados finales, los cuales dependen de muchos parámetros relacionados con el fenómeno de la interacción radiación - materia. La incidencia general y/o la severidad del resultado final estarán relacionadas con la dosis absorbida por el sistema. En el ser humano, hay dos tipos de efectos relacionados con la dosis: genéticos y somáticos. El efecto genético se refiere al daño que afectará las generaciones futuras, mientras que, el somático se refiere al daño ocurrido en los tejidos del individuo irradiado pudiendo, este último, clasificarse en dos tipos: determinísticos, que son aquellos de relativa certeza y los efectos estocásticos que ocurren al azar (Núñez, 2008).

Con esto se puede entender que toda exposición radiactiva es potencialmente nociva, por pequeña que sea y por tanto deben tomarse las medidas para prevenir una exposición innecesaria, como está manifestado en los principios básicos de protección radiológica. Por consiguiente, la constante investigación de este tema es de vital importancia para avanzar en el desarrollo de protocolos o medidas de seguridad que garanticen al público en general la menor exposición radiológica proveniente de pacientes administrados con radiofármacos.

Si bien, en los servicios de medicina nuclear se hace a los pacientes una sensibilización sobre el contacto con terceros, específicamente niños y mujeres en estado de gestación, es bastante complejo la prevención de la exposición con el público teniendo en cuenta que, de acuerdo al procedimiento a realizar, el paciente es administrado con el radiofármaco y después de ello debe esperar largos periodos (2, 3 o más horas) para la realización del examen.

En este sentido, de acuerdo al procedimiento y al tiempo de espera para cada paciente, puede haber interacciones con otros usuarios en la sala de espera o con público en general, en el dado caso que este deba abandonar el lugar de medicina nuclear. De igual forma, hay emisión de radiación por parte del paciente en el transcurso de tiempo de regreso a casa y en la interacción con los familiares.

Por consiguiente, con el fin de desarrollar un análisis de esta situación se tomarán datos de la tasa de equivalente de dosis ambiental a diferentes distancias de los pacientes, en algunas instituciones de medicina nuclear en ciudades como Medellín, Barranquilla y Montería, en los cuales se realizan diferentes tipos de estudios diagnósticos y tratamientos terapéuticos (haciendo uso de isótopos radiactivos, como Tc-99m, Ga-67 y I-131) que en algunos casos pueden variar en el protocolo con el que se realizan. Es importante resaltar que Montería se constituirá en la ciudad donde se realizará la mayor toma de datos, tomando como referente el Instituto de Medicina Nuclear Medinuclear S. A.

Teniendo en cuenta el panorama antes descrito, se plantea el siguiente interrogante, el cual direccionará este trabajo de grado: ¿Cuál es la dosis que pueden recibir los miembros del público debido al contacto con pacientes administrados en servicios de medicina nuclear, durante la incorporación del radiofármaco y cuánto difiere de la dosis impartida una vez finalizado el estudio o terapia?

En consecuencia, el desarrollo de este trabajo de grado permitirá a las instituciones referenciadas, avanzar en la optimización permanente de la protección radiológica tanto de los mismos pacientes como de los miembros del público en general. Esto ofrece a las

instituciones información relevante para la toma de decisiones correctas con respecto a un tema trascendental como lo es la protección de los miembros del público, los cuales, en la mayoría de los casos ignoran la exposición a la que están sometidas cuando interactúan con pacientes administrados en el centro.

Abordar este estudio práctico – investigativo, permitirá tener una perspectiva más amplia sobre un tema tan importante a nivel nacional como lo es la seguridad y protección radiológica en el contexto de la medicina nuclear, y contribuirá significativamente a la investigación del mismo, desde diferentes condiciones, variables y puntos de vista, constituyéndose en referente tanto investigativo como teórico para el desarrollo de futuros estudios.

Finalmente, con este trabajo de grado se podrán obtener datos cuantitativos de las dosis recibidas por el público, lo cual permitirá emitir recomendaciones sobre los criterios utilizados para retención y liberación de pacientes en un servicio de medicina nuclear dependiendo del contexto cultural y socioeconómico de la región en la que se encuentre ubicado.

2. Objetivos

2.1. General

Determinar las dosis que reciben miembros del público debido al contacto con un paciente que se ha sometido a una prueba diagnóstica y/o terapéutica de medicina nuclear.

2.2. Específicos

- ✓ Establecer en función de la observación de los procedimientos realizados en un servicio para cada prueba diagnóstica y terapéutica, el tiempo de incorporación del radiofármaco, tiempo de adquisición de la imagen y tiempo total de los pacientes en las instalaciones.
- ✓ Efectuar medidas a diferentes distancias de la tasa de equivalente de dosis ambiental $\dot{H}^*(10)$ de cada paciente tras la administración del radiofármaco y finalizada la prueba diagnóstica o terapéutica.
- ✓ Realizar un análisis estadístico de los datos recopilados y de otros parámetros de exposición radiológica para un grupo representativo del público.
- ✓ Calcular las dosis efectiva a partir de las cantidades mensurables operativamente en la institución (tasa de equivalente de dosis ambiental $\dot{H}^*(10)$) teniendo en cuenta los modelos establecidos en el ICRP 119.

3. Marco Teórico

El capítulo a continuación muestra el uso de las radiaciones ionizantes en el campo de la medicina nuclear. Se describe brevemente algunos procedimientos realizados en esta rama de las imágenes diagnósticas, los radiofármacos y los equipos empleados en radioprotección, considerados para la vigilancia radiológica y además se detallan los modelos de cálculo de dosis recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica en el documento ICRP 119.

3.1. Medicina nuclear

La medicina nuclear es una herramienta fundamental en el campo de la medicina que permite el estudio funcional de órganos o tejidos de interés de acuerdo a los requerimientos de las subespecialidades médicas tales como: cardiología, urología, oncología entre otros. Utiliza elementos radiactivos, en forma de fuentes no encapsuladas, con fines diagnósticos, terapéuticos y de investigación. Los elementos radiactivos pueden administrarse unidos a sustancias específicas convirtiéndose en trazadores radiactivos, que una vez introducidos en el organismo se distribuyen en él emitiendo radiación (Setoain y Pavía, 2014).

De igual forma, es importante resaltar que el estudio funcional de órganos, así como la administración de trazadores radiactivos o radiofármacos a pacientes, es la práctica que realmente marca la diferencia con otras especialidades que utilizan radiaciones ionizantes. A continuación, se realiza un esquema sobre el concepto de medicina nuclear.

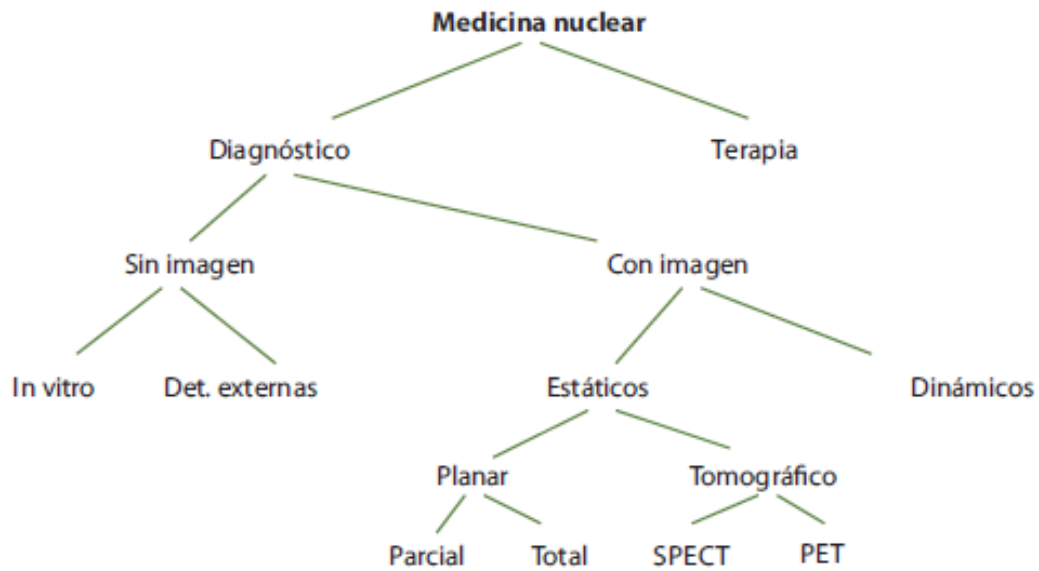


Figura 1: Esquema del concepto de medicina nuclear
(Elaboración propia)

3.2. Radiofármacos

En el contexto de la medicina nuclear, se entiende por radiofármacos las sustancias que están compuestas por los radionúclidos y los fármacos requeridos para adherirse a los órganos a estudiar. Son administrados por diferentes vías (intravenoso, oral e inhalado) siendo el intravenoso el método de mayor uso. El radionúclido debe tener las propiedades físicas adecuadas para el procedimiento deseado (ser fácilmente medible por los equipos empleados para el diagnóstico y ser altamente ablativo para terapias. (Saha, 2013)

Los principales radionúclidos usados en medicina nuclear son: Tc-99m, I-131 y Ga-67. Para una mayor profundización de estos se presenta la siguiente tabla que muestra sus

características físicas, así como los valores de los periodos de semidesintegración y energías de las emisiones.

Tabla 1: Radionúclidos utilizados por su emisión gamma.

Elemento	Transformación	E_{γ} (keV)	%	$E_{\max \beta^-}$ (keV)	%	$T_{1/2}$
^{99m}Tc	γ	140	100			6.049 h
^{67}Ga	γ	93	73.7			3.26 d
		184	21.7			
		300	15.8			
		393	4.6			
^{111}In	γ	171	99.9			2.81 d
		245	100			
^{123}I	γ	159	99.2			13.2 h
^{131}I	γ, β^-	80	6.7	606	89.9	8.02 d
		284	6.5			
		364	83.5			
		637	7.1			
^{201}Tl	γ	135	12			3.08 d
		167	29.6			
^{133}Xe	γ, β^-	81	99.9	346	99.2	5.2 d
^{51}Cr		320	9.8			27.7 d
^{57}Co	γ	122	87.6			271.8 d
		136	12.2			

Fuente: (Setoain & Pavía, 2014)

Es importante resaltar que debido a que el I-131 se concentra predominantemente en el tejido tiroideo, es usado en el tratamiento del cáncer de tiroides al destruir las células malignas y el tejido tiroideo residual a través de la emisión β y también para tratar el hipertiroidismo; el fotón gamma es usado para obtener imágenes, pero también es el responsable de que se necesiten medidas de radioprotección para el personal y público en general.

3.2.1. Términos y relaciones de desintegración de los radionúclidos

Una de las propiedades principales de los radionúclidos es la desintegración, por lo que es importante definir tanto las características como los términos en torno a este fenómeno, que están estrechamente relacionados con la temática principal de este trabajo.

3.2.1.1. Transformación nuclear

El proceso de transformación nuclear es una característica propia de los radionúclidos y es precisamente este fenómeno el que es usado para la obtención de las imágenes para el diagnóstico médico en medicina nuclear. La transformación nuclear sucede “cuando un núcleo atómico inestable (es decir, radiactivo) sufre una transformación espontánea, llamada desintegración radiactiva, trayendo como consecuencia la emisión de radiación. Si el núcleo hijo es estable, esta transformación espontánea termina. Si el hijo también es inestable, el proceso continúa hasta que se alcanza un nucleído estable” (Bushberg, Seibert, Leidholdt, & Boone, 2012). Generalmente la desintegración de los radionúclidos se da de una o más maneras:

✓ **Decaimiento alfa**

La descomposición alfa (α) es la emisión espontánea de una partícula alfa (idéntica a un núcleo de helio que consta de dos protones y dos neutrones) del núcleo (Figura 2.). La desintegración alfa generalmente ocurre con nucleídos pesados ($A > 150$) y suele ir seguida de una emisión de rayos X característica y gamma. Estas emisiones de fotones a menudo están acompañadas por procesos competitivos de conversión interna y emisión de electrones Auger (Bushberg et al, 2012).

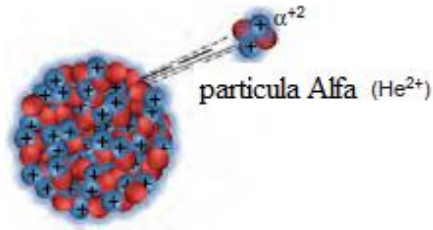
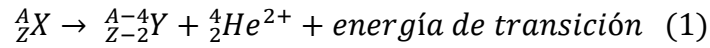
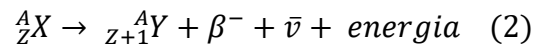


Figura 2: Decaimiento alfa (Bushberg et al, 2012).

✓ Desintegración β^-

La desintegración beta-menos (β^-), o desintegración negatrónica, se produce con radionúclidos que tienen un número excesivo de neutrones en comparación con el número de protones (es decir, una relación N / Z alta). El decaimiento beta-menos se puede describir mediante la siguiente ecuación:



Este modo de descomposición resulta en la conversión de un neutrón en un protón con la expulsión simultánea de una partícula beta cargada negativamente (β^-) y un antineutrino ($\bar{\nu}$), (Figura 3) (Bushberg et al, 2012).

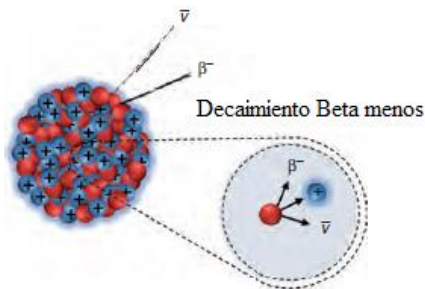
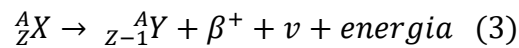


Figura 3: Beta-Menos Decaimiento (Bushberg et al, 2012).

✓ Desintegración β^+

Del mismo modo que la desintegración beta-menos es causada por la inestabilidad nuclear debido al exceso de neutrones. Los radionúclidos "pobres en neutrones" (es decir, aquellos con una relación N / Z baja) también son inestables. Muchos de estos radionúclidos se desintegran por la emisión beta-mas (positrón). El decaimiento Beta-más se puede describir mediante la siguiente ecuación:



El resultado neto es la conversión de un protón en un neutrón con la expulsión simultánea del positrón (β^+) y un neutrino (ν). La desintegración de positrones disminuye el número de protones (número atómico) en 1 y, por lo tanto, transforma el átomo en un elemento diferente con un número atómico de $Z-1$ (Bushberg et al, 2012).

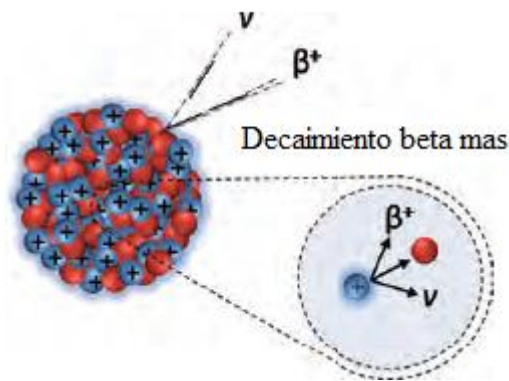
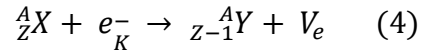
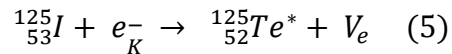


Figura 4: Decaimiento Beta-mas (emisión de positrones)
(Bushberg et al, 2012).

✓ Captura de electrones

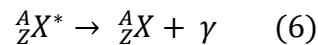


El núcleo captura uno de sus propios electrones orbitales de capa K, un protón se transforma en un neutrón y se expulsa un neutrino V_e . Un ejemplo de captura de electrones es la descomposición de ${}^{125}_{53}I$ en ${}^{125}_{52}Te$ en un estado excitado, que decae al estado fundamental de ${}^{125}_{52}Te$ a través de γ decaimientos y conversión interna:



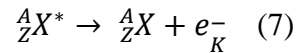
La vacante de la capa K resultante se llena con un electrón orbital de nivel superior y la energía de transición se emite desde el átomo en forma de fotones característicos o electrones Auger. (Podgorsak, 2005)

✓ Decaimiento γ



Un núcleo excitado ${}^A_ZX^*$, generalmente producido a través de un decaimiento β^- o β^+ , alcanza su estado fundamental A_ZX mediante la emisión de uno o varios fotones γ . Un ejemplo del decaimiento γ es la transición de la excitación ${}^{60}_{28}Ni^*$ resultante del decaimiento β^- del ${}^{60}Co$, a ${}^{60}_{28}Ni$ estable a través de una emisión de dos rayos con energías de 1.17 y 133 MeV (Podgorsak, 2005)

✓ **Conversión interna:**



En lugar de emitirse como un fotón γ , la energía de excitación nuclear puede transferirse a un electrón orbital de capa K que se expulsa con una energía cinética igual a la energía de excitación menos la energía de enlace del electrón orbital. "La vacante resultante de la capa K se llena con un electrón orbital de nivel superior y la energía de transición se emite en forma de fotones característicos o electrones Auger. Un ejemplo de conversión interna es la descomposición de ${}^{125}\text{Te}$ excitada, que resulta de una desintegración por captura de electrones de ${}^{125}\text{I}$, en ${}^{125}\text{Te}$ estable a través de la emisión rayos γ de 35 keV (7%) y electrones de conversión interna (93%) (Podgorsak, 2005).

3.2.1.2. *Actividad*

Es una magnitud relacionada con el material radiactivo, que se define como el número de átomos radiactivos que experimentan transformación nuclear por unidad de tiempo (t). Descrito matemáticamente, la actividad es igual al cambio (dN) en el número total de átomos radiactivos (N) en un período de tiempo dado (dt), o

$$A = -\frac{dN}{dt} = A_0 e^{-\lambda t} \quad (8)$$

El signo menos indica que el número de átomos radiactivos disminuye con el tiempo. La unidad de actividad en el sistema internacional es el Bq (Bushberg et al, 2012). Una gráfica de la actividad en función del tiempo en una escala lineal da como resultado una relación

curvilínea exponencial en la que la actividad total asintóticamente se aproxima a cero; cómo se puede observar en la *Figura 5*.

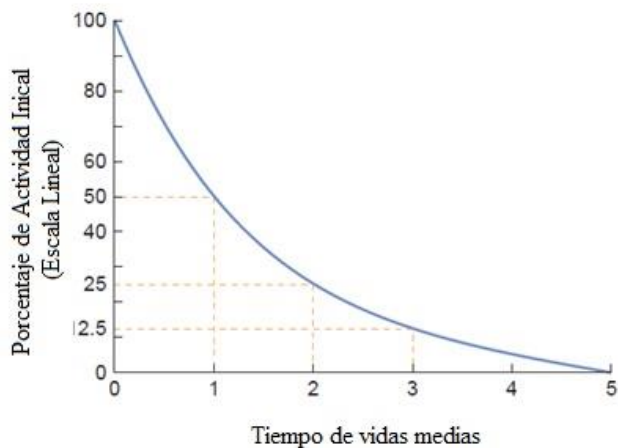


Figura 5: Porcentaje de actividad inicial en función del tiempo en vidas medias (escala lineal). (Bushberg et al, 2012).

3.2.1.3. Esquemas de decaimiento

El esquema de decaimiento es un gráfico de todas las transiciones experimentadas por un radionúclido antes de llegar a un estado estable, en donde en algunos casos se muestran otras particularidades de él. “Estos esquemas identifican al padre, al hijo, el modo de decaimiento, los niveles de energía, incluidos los estados excitables y metaestables, las emisiones de radiación y, a veces, la vida media física y otras características de la secuencia del decaimiento” (Bushberg et al. 2012).

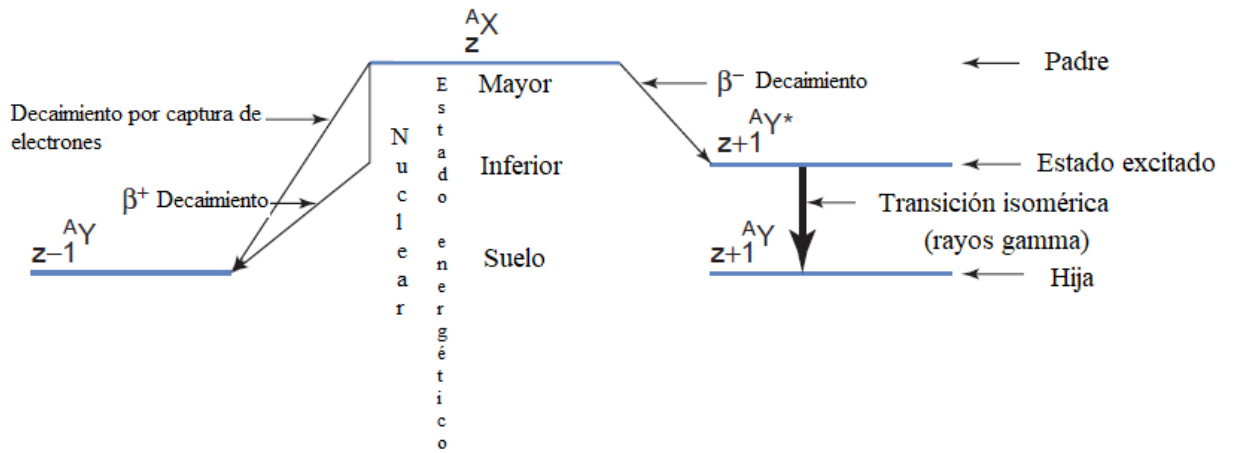


Figura 6: Elementos del esquema de desintegración generalizada (Bushberg et al, 2012).

El anterior es un ejemplo de un esquema de decaimiento general, a continuación, en la Figura 7 se muestra un esquema más complejo por ejemplo el decaimiento del Tc-99m.

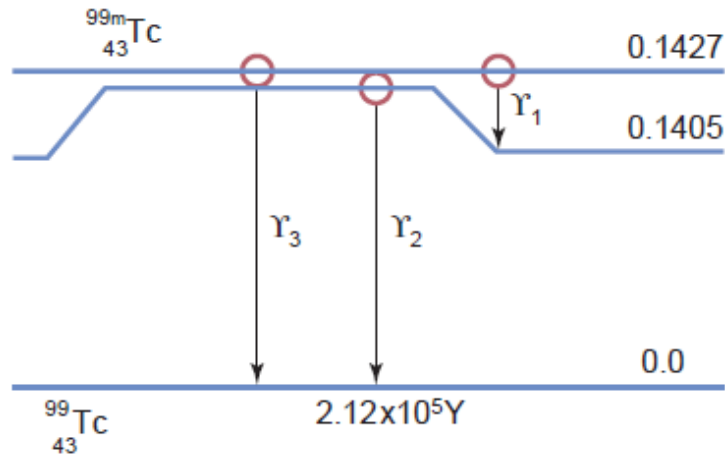


Figura 7: Esquema de desintegración principal del tecnecio-99m (Bushberg et al, 2012).

3.3. Procedimientos en medicina nuclear

En el contexto de la medicina nuclear los radiofármacos se usan con dos finalidades fundamentales: el diagnóstico con imagen para ciertas enfermedades y los procedimientos terapéuticos.

3.3.1. Procedimientos diagnósticos con imagen

Los procedimientos diagnósticos en medicina nuclear se pueden realizar gracias al uso del radiofármaco y los equipos de adquisición de imagen (gammacámara). Es preciso mencionar que en esta especialidad médica, el radiofármaco es quien revela la funcionalidad de los órganos, el equipo solo capta la señal y la electrónica asociada procesa esta señal y muestra el resultado final. Estas imágenes representan la distribución del radiofármaco en el organismo y se denominan gammagrafías. Las metástasis óseas son las enfermedades que con más frecuencia tienen indicaciones en la medicina nuclear, la figura 8 es ejemplo.

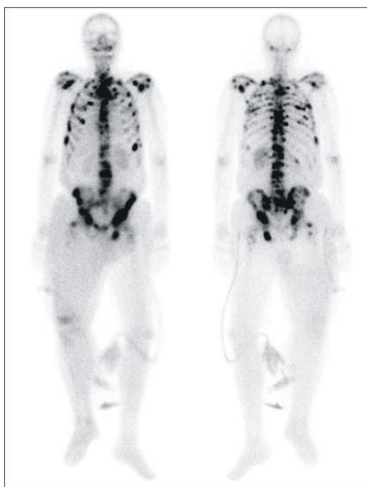


Figura 8: Las metástasis óseas de un carcinoma
(Hernández, Marrero, & Ledea, 2012)

La gammagrafía, como su nombre indica, es una imagen obtenida mediante la detección de radiación gamma y consiste en la proyección en un plano de la distribución del trazador, motivo por el cual frecuentemente se le denomina con el nombre de gammagrafía planar. Para su obtención se utiliza un detector especial denominado cámara de Anger o gammacámara. Las gammagrafías son parciales, cuando estudian una parte del organismo (ejemplo: gammagrafía tiroidea y renal), o totales, cuando se obtiene imagen de todo el cuerpo (ejemplo: gammagrafía ósea) (Setoain & Pavía, 2014).

En la siguiente tabla se muestran los principales estudios diagnósticos realizados en medicina nuclear. Es oportuno decir, que la gammagrafía ósea es el estudio más común en esta especialidad de la imagenología médica.

Tabla 2: Principales estudios diagnósticos realizados en medicina nuclear.

CARDIOLOGÍA	Ventriculografía isotópica de equilibrio Tomogramagrafía (SPECT) miocárdica de perfusión
ENDOCRINOLOGÍA	Gammagrafía tiroidea Rastreo gammagráfico con ¹³¹ I Gammagrafía de paratiroides Gammagrafía suprarrenal Rastreo gammagráfico con MIBG Gammagrafía de receptores de somatostatina
GASTROENTEROLOGÍA	Gammagrafía de hemorragia digestiva Gammagrafía salival Cuantificación radisotópica de sangre en heces
HEMATOLOGÍA	Ferrocínética Gammagrafía esplénica y Gammagrafía medular
NEUMOLOGÍA	Gammagrafía pulmonar de perfusión Gammagrafía pulmonar de ventilación

NEUROLOGÍA	Cisternogammagrafía Tomogrammagrafía (SPECT) cerebral de perfusión Tomogrammagrafía (SPECT) cerebral de receptores
APARATO OSTEOARTICULAR	Gammagrafía ósea Gammagrafía ósea con leucocitos marcados
ONCOLOGÍA	Rastreo gammagráfico con yoduro sódico ¹³¹ I Detección del ganglio centinela
ENFERMEDADES INFECCIOSAS Y AUTOINMUNES	Gammagrafía con leucocitos marcados Gammagrafía con citrato de ⁶⁷ Ga

Fuente: Elaboración propia con base en información obtenida de Setoain & Pavía, (2014)

3.3.2. Procedimientos terapéuticos

Al igual que las imágenes diagnósticas, los procedimientos terapéuticos en la medicina nuclear se constituyen en procesos relevantes para el apoyo médico. Tales procedimientos se utilizan para el tratamiento de enfermedades complejas como el hipertiroidismo y diferentes tipos de cáncer.

La finalidad de la terapia en medicina nuclear es depositar una cantidad suficiente de radioisótopo en la lesión o en el tejido a tratar, para producir una dosis absorbida que desencadene efectos radiobiológicos directos no estocásticos. “Por tanto, en terapia, los radiofármacos están marcados con radioisótopos emisores beta (de mayor eficacia biológica relativa menor alcance respecto a los que los emisores gamma) y se administran a dosis mucho más altas que las empleadas en diagnóstico” (Setoain & Pavía, 2014).

Los procedimientos terapéuticos requieren de mayores cuidados, teniendo en cuenta que se necesita una mayor actividad administrada a los pacientes y por lo tanto las dosis de radiación son más altas que las usadas en los procedimientos diagnósticos. La terapia utiliza unos criterios diferentes que el diagnóstico, en cuanto a radioprotección. El planteamiento depende del tipo de emisión, de la dosis administrada y de la vía de eliminación, pudiendo ser necesario el ingreso hospitalario del paciente con aislamiento y recogida de excretas, hasta que la cantidad corporal de radiofármaco retenida sea suficientemente baja (Setoain & Pavía, 2014).

Finalmente, es importante enfatizar que el tipo de procedimiento terapéutico más utilizado en medicina nuclear es la terapia metabólica, caracterizada por colocar un radiofármaco, por vía oral o endovenosa, para que se adhiera en el tejido a tratar de forma que cause el efecto deseado sobre este. En este sentido el empleo de I-131 con fines terapéuticos para tratar el hipertiroidismo y del cáncer de tiroides es el ejemplo más acertado ya que es absorbido hacia el torrente sanguíneo y concentrado por la glándula tiroides, generando la inhibición y destrucción de la célula, respectivamente.

3.4. Detección y medición de la radiación

La interacción de la radiación ionizante con los tejidos biológicos, son la base de la mayoría de las imágenes de diagnóstico en medicina. En esta sección, se presentan los conceptos básicos de detección y medición de radiación, seguidos de una caracterización de los tipos específicos de detectores. La interacción de radiación con la materia es el fenómeno requerido por los equipos de detección para medir la radiación, la cual deposita la energía en

la materia por ionización y excitación (Bushberg et al., 2012). A pesar de que todos los detectores funcionan por el principio de interacción de la radiación con la materia, existe una gran variedad de estos, por ellos es oportuno estudiar por separado cada uno, así como los principios básicos para su funcionamiento.

3.4.1. Tipos de detectores y principios básicos

Los detectores de radiación pueden ser utilizados para las necesidades particulares de lo que se desea medir, es por ello que es importante entender los fenómenos físicos de cada tipo de detector, los cuales permiten clasificarlo en detectores de gas, centelladores y semiconductores.

“Un detector lleno de gas consiste en un volumen de gas entre dos electrodos. Los iones producidos en el gas por la radiación son recolectados por los electrodos, lo que resulta en una señal eléctrica” (Bushberg et al, 2012). Este tipo de detectores son identificados entre los más antiguos y utilizados. Los principales modos de interacción incluyen la ionización y la excitación de las moléculas de gas a lo largo de la trayectoria de partículas [...] la mayoría de los detectores llenos de gas se basan en la detección de la ionización directa creada por el paso de la radiación. (Knoll, 2010).

En segundo lugar, se identifican los detectores centelladores, que son uno de los métodos más útiles disponibles para la detección y espectroscopía de una amplia variedad de radiaciones (Knoll, 2010). Los cristales de centelleo son placas translúcidas en las que los

rayos gamma se convierten en luz. Los cristales más utilizados están hechos de yoduro de sodio (NaI); son frágiles y pueden romperse fácilmente (Powsner, Palmer, & Powsner, 2013).

Teniendo un panorama de los tipos de detectores en radiación, es importante resaltar que para efectos de esta investigación se hará especial énfasis en los detectores de gas, ya que este tipo de detector es el utilizado para las medidas que corresponden al desarrollo del presente trabajo.

3.4.1.1. Detectores gaseosos

Principios básicos:

Un detector lleno de gas como el mostrado en la figura 9 consiste básicamente en un volumen lleno de gas entre dos electrodos, con una diferencia de potencial eléctrico (voltaje) aplicada entre estos. En este tipo de detectores, la radiación ionizante forma pares de iones en el gas. Los iones positivos (cationes) son atraídos por el electrodo negativo (cátodo), y los electrones o aniones son atraídos por el electrodo positivo (ánodo).

En la mayoría de los detectores, el cátodo es la pared del recipiente que contiene el gas o un revestimiento conductor en el interior de la pared, y el ánodo es un cable dentro del recipiente. Después de alcanzar el ánodo, los electrones viajan a través del circuito hacia el cátodo, donde se recombinan con los cationes. Esta corriente eléctrica se puede medir con un amperímetro sensible u otro circuito eléctrico (Bushberg et al, 2012).

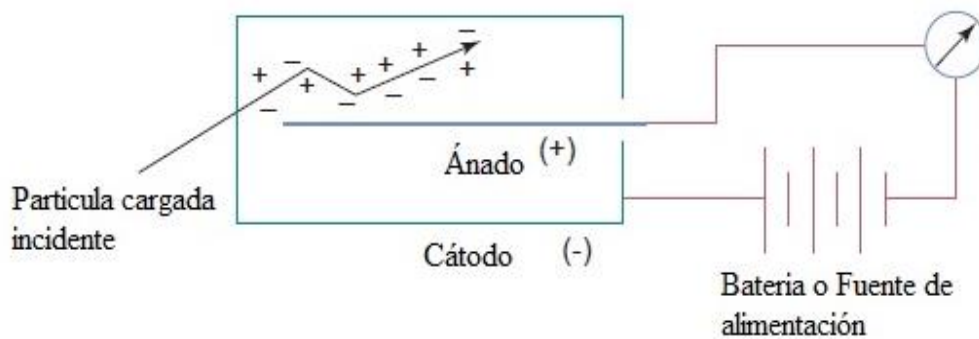


Figura 9: Detector gaseoso.
(Bushberg et al, 2012)

En la anterior figura, se puede ver representada la interacción de una partícula incidente en un detector lleno de gas. Existen varios tipos de detectores llenos de gas, estos se determinan o clasifican principalmente por el voltaje aplicado entre sus electrodos, dentro de este tipo están las cámaras de ionización, contadores proporcionales y contadores Geiger-Mueller. los detectores (cámaras iónicas, contadores proporcionales, tubos Geiger) derivan, de formas algo diferentes, en una señal de salida electrónica que se origina con los pares de iones formados dentro del gas que llena el detector (Knoll, 2010).

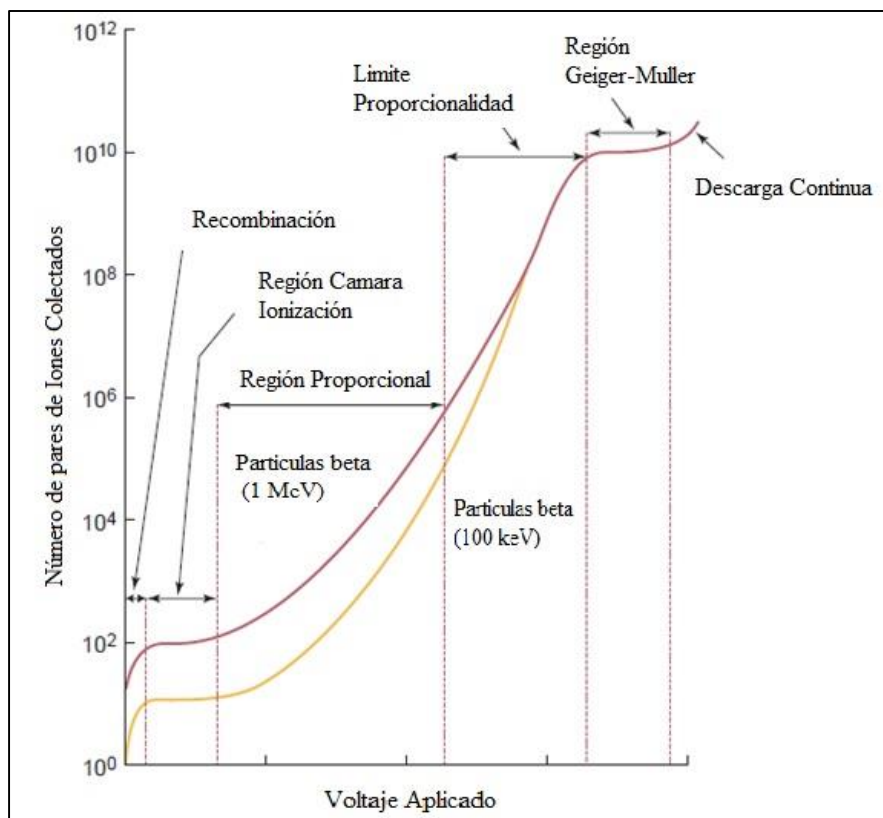


Figura 10: Carga eléctrica recolectada en función de la diferencia de potencial eléctrico (voltaje) aplicada entre los dos electrodos de un detector lleno de gas. (Bushberg, 2012)

En la Figura 10, la cantidad de carga eléctrica recolectada después de una sola interacción en función de la diferencia de potencial eléctrico (voltaje) aplicada entre los dos electrodos de un detector lleno de gas. La curva inferior muestra la carga recogida cuando interactúa un electrón de 100 keV, y la curva superior muestra el resultado de un electrón de 1 MeV.

De igual forma, en esta figura se pueden evidenciar las distintas regiones de operación de un detector lleno de gas, en función del voltaje aplicado; dentro de estas regiones se encuentran la región de cámara de Ionización, proporcional y Geiger Mueller. En esta última, Bushberg et al (2012) manifiesta que “la que la cantidad de carga recogida de cada evento es la misma, independientemente de la cantidad de energía depositada por la interacción. En esta región, la multiplicación de gases se extiende por toda la longitud del ánodo.

3.5. Magnitudes utilizadas en la protección radiológica para exposiciones a radiación externa

Para garantizar una adecuada protección radiológica de la población en general (trabajadores, pacientes y miembros del público), se deben definir magnitudes y unidades capaces de proporcionar en la práctica una aproximación razonable de la dosis recibida a causa de la exposición a la radiación ionizante. Para tal fin el ICRP e ICRU han definido dichas magnitudes limitadoras y operacionales que se muestran en las secciones siguientes.

3.5.1. Magnitudes limitadoras

Las magnitudes limitadoras son las que se utilizan para establecer límites máximos con objeto de proteger a los seres humanos de los posibles efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Estas magnitudes son valores medios, promediados sobre una masa extensa, como puede ser un órgano o un tejido humano. Las dos magnitudes actualmente en uso son la dosis equivalente y dosis efectiva que se definen como:

✓ Dosis equivalente

Según la ICRU (1998) (International Commission on Radiation Units and Measurements, 1998), la dosis equivalente (H) en mSv es la dosis adsorbida en órgano o tejido multiplicada por el factor de ponderación que tiene en cuenta el efecto biológico del tipo y la cantidad energía de la radiación (Ecuación 9).

$$H_T = \sum D_T * W_R \quad (9)$$

Donde W_R es el factor de ponderación que permite diferenciar la eficiencia biológica relativa de la radiación incidente de la ponderación de los efectos estocásticos a bajas dosis en un órgano o en un tejido para energías de rayos X usados en radiodiagnóstico.

El ICRP 60 (ICRP, 1991), menciona que el valor de W_R para los fotones es el mismo para rayos x y gamma de todas las energías. Los valores numéricos de W_R están especificados en relación al tipo de radiación y en el caso de los neutrones en relación a la energía de la radiación incidente sobre el cuerpo humano o emitida por los radionúclidos. Estos valores se pueden ver en la siguiente tabla.

Tabla 3. Factores de ponderación de la radiación recomendados.

Tipo y rango de energía.	Factor de ponderación de la radiación, w_R
Fotones, todas las energías.	1
Electrones y muones, todas las energías”.	1
Neutrones, energía <10 keV	5
10 keV a 100 keV	10
> 100 keV a 2MeV	20
> 2 MeV a 20 MeV	10
> 20 MeV	5
(Véase también la figura 1)	
Protones, excepto los protones de retroceso, energía> 2MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados.	20

Fuente: (ICRP 60, 1991)

✓ Dosis efectiva

La dosis efectiva, E, introducida en la *Publicación 60* (ICRP, 1991) está definida como la suma ponderada de las dosis equivalentes a los tejidos:

$$E = \sum_T w_T H_T = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R} \quad (10)$$

Donde w_T es el factor de ponderación para el tejido T y $\sum w_T = 1$

Los factores de ponderación para los distintos órganos del cuerpo humano se muestran en la Tabla 4. Según el ICRP 60 (ICRP, 1991) estos factores “se escogen para representar las contribuciones de órganos individuales y de tejidos al detrimento total de la radiación para efectos estocásticos. La unidad de dosis efectiva es J/kg (sievert (Sv))”.

Tabla 4: Factores ponderales de tejido

Tejido u órgano	Factor de ponderación del tejido, w_T
Gónadas	0,20
Médula ósea (rojo)	0.12
Colon	0.12
Pulmón	0.12
Estómago	0.12
Vejiga	0.05
Pecho	0.05
Hígado	0.05
Esófago	0.05
Tiroides	0.05
Piel	0.01
Superficie del hueso	0.01
RESTO	0.05

Fuente: (ICRP 60,1991)

3.5.2. Magnitudes operacionales.

Las magnitudes limitadoras descritas anteriormente no pueden medirse puesto que para ello habría que situar los detectores en el interior de los órganos del cuerpo humano. Por esta razón, ICRU ha definido un grupo de magnitudes capaces de proporcionar en la práctica una aproximación razonable (o una sobreestimación) de las magnitudes limitadoras. Las magnitudes operacionales recomendadas fueron introducidas por ICRU en 1992, en la publicación 46, para diferentes aplicaciones de dosimetría personal y ambiental.

Para la vigilancia de área se han introducido dos magnitudes que enlazan la irradiación externa con la dosis efectiva y con la dosis en la piel y el cristalino. Son el equivalente de dosis ambiental, $H^*(d)$ y el equivalente de dosis direccional, $H'(d, \Omega)$. Para la vigilancia individual se recomienda el uso del equivalente de dosis personal, $H_p(d)$. La unidad para ambas cantidades en el SI es el $J\ kg^{-1}$ y su nombre especial es el sievert (Sv).

✓ Equivalente de dosis ambiental

El equivalente de dosis ambiental, $H^*(d)$, en un punto de un campo de radiación, es el equivalente de dosis que se produciría por el correspondiente campo alineado en la esfera ICRU, a una profundidad d sobre el radio opuesto a la dirección del campo alineado.

Para radiación fuertemente penetrante, se recomienda una profundidad de 10mm, lo cual se expresa como $H^*(10)$, mientras que para la débilmente penetrante se emplean 0,07mm

para la piel y 3mm para el cristalino. La medida de $H^*(10)$ requiere generalmente que el campo de radiación sea uniforme sobre las dimensiones del instrumento (ICRU 47, 1992).

✓ **Equivalente de dosis personal**

El equivalente de dosis personal, $H_p(d)$, es el equivalente de dosis en tejido blando, por debajo de un punto especificado del cuerpo y a una profundidad apropiada, d .

También en este caso, para radiación fuertemente penetrante, se recomienda una profundidad de 10mm, y para la débilmente penetrante se emplean 0,07mm para la piel y 3mm para el cristalino. $H_p(d)$ se puede medir con un detector que se lleva en la superficie del cuerpo cubierto con un espesor apropiado de material equivalente a tejido. Hay que tener en cuenta que esta magnitud se define sobre el cuerpo humano y no sobre la esfera ICRU, como en el equivalente de dosis ambiental y direccional. (ICRU 47, 1992).

3.6. Coeficientes de conversión para uso en protección radiológica contra la radiación externa

La exposición externa es un tema de especial interés no solo en el área de la medicina nuclear sino también en otros ámbitos del sector hospitalario (radiología, radioterapia) e industrial. En algunos casos, las dosis ocupacionales pueden estimarse de los resultados del monitoreo en el lugar de trabajo ya que la dosis efectiva para el personal puede determinarse a partir de la medida del equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$, mediante el empleo adecuado de modelos y coeficientes para tal fin. El ICRP ha proporcionado en diferentes

publicaciones los coeficientes de conversión del equivalente de dosis ambiental a dosis efectivas para diferentes tipos de radiación y energía, los cuales estudiaremos en las secciones siguientes.

Recientemente la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA), en las normas de seguridad publicadas en octubre de 2018, específicamente en las recomendaciones para la protección y seguridad radiológica en medicina nuclear, establece que “la dosis efectiva para el personal puede inferirse a partir de la medida del equivalente de dosis ambiental H^* (10), siempre que el gradiente de dosis en el lugar de trabajo sea relativamente bajo. El ICRP [119] proporciona coeficientes de conversión del equivalente de dosis ambiental a dosis efectivas para diferentes tipos de radiación y energía” (IAEA, 2018).

En este sentido, el documento publicado por la ICRP como publicación ICRP 119, se constituye en un documento fundamental para el desarrollo del presente trabajo, dado que contiene “los coeficientes de conversión para uso en la protección radiológica ocupacional contra la radiación del ICRP 74, y sirve como una referencia completa para los coeficientes de dosis basados en la guía de protección primaria contra la radiación que figura en las recomendaciones de la Publicación 60 (ICRP, 1991)” (ICRP, 2012). En las siguientes secciones se hará énfasis en los métodos tenidos en cuenta en las publicaciones ICRP 119 e ICRP 74 para la obtención de estos coeficientes

3.6.1 Métodos de cálculo

En esta sección se presentarán los coeficientes de conversión dados en el ICRP 119 y 74 para ambos conjuntos de cantidades (protección y operativas) y examinaremos sus relaciones. La figura 10, muestran una esquemización general de los métodos empleados para la obtención de los coeficientes que permiten evaluar la dosis efectiva.

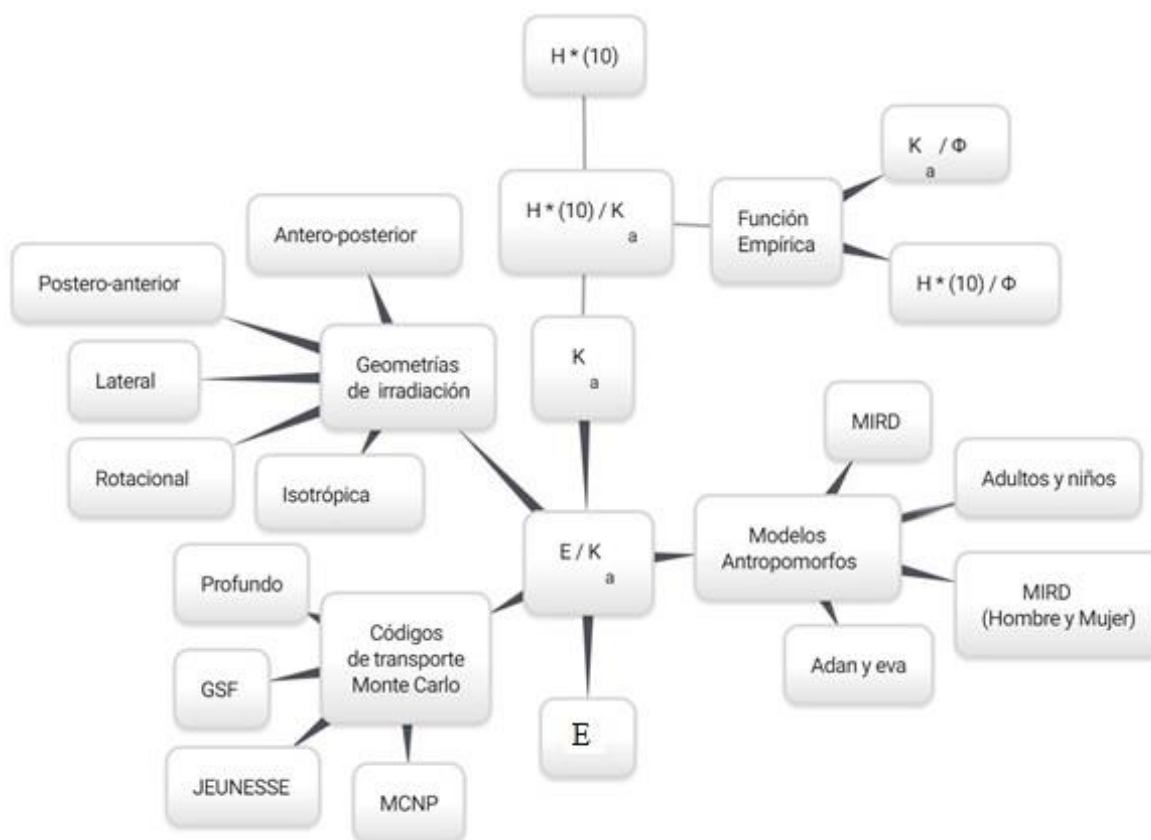


Figura 11: Diagrama de flujos que describe los pasos básicos para calcular la E a partir de H^*10

Dado que los cálculos en los que se basan las estimaciones dosimétricas implican a menudo la fluencia del fotón, es necesario tener coeficientes de conversión que relacionen el equivalente de dosis ambiental con la fluencia y el kerma en aire. En este orden de ideas, en

el esquema de la figura 10 (de arriba abajo) se muestra que para pasar del equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ a dosis efectiva E , se deben establecer relaciones con el kerma por medio del empleo de diversos coeficientes de conversión.

En este trabajo para relacionar el equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ con el kerma se utilizan los coeficientes registrados en el documento ICRP 74, que a la vez fueron tomados directamente del informe 47 del ICRU; en este último informe se explica que tanto el Kerma como $H^*(10)$ están acoplados con la fluencia de fotones.

Es así que el cociente de Kerma en aire y fluencia, $\frac{K_a}{\Phi}$ se obtuvieron por medio de los valores de coeficientes de transferencia de energía de masa, $\frac{\mu_{tr}}{\rho}$ calculados (Hubbell, 1982) a partir de secciones eficaces para las diversas interacciones de los fotones. Entonces, para fotones monoenergéticos de energía $E\gamma$ se muestran en la ecuación 11.

$$\frac{K_a}{\Phi} = 160.22 \cdot \frac{\mu_{tr}}{\rho} \cdot E\gamma \quad (11)$$

Cuando $E\gamma$ está en MeV y, $\frac{\mu_{tr}}{\rho}$, está en $\text{cm}^2 \text{g}^{-1}$, $\frac{K_a}{\Phi}$ está en pGycm.

Por otro lado los valores de $\frac{H^*(10)}{\Phi}$, para haces paralelos incidentes de fotones monoenergéticos de 10 keV a 10 MeV, se han obtenido mediante cálculos de Monte Carlo por diferentes autores, y han sido proporcionados en función de la energía por Grosswendt et al. (1988), Wagner et al. (1985) y en la Publicación 51 de la ICRP (ICRP, 1987).

Wagner et al. (1985), además ajustaron sus coeficientes de conversión para el cociente $\frac{H^*(10)}{K_a}$ con una función analítica empírica de la energía que, para los fotones de energía E (20 keV $< E < 10$ MeV), esta se muestra en la ecuación 12.

$$\frac{H^*(10)}{K_a} = \frac{x}{(ax^2 + bx + c)} + d * \arctan(gx), \quad (12)$$

Donde $x = \ln(E/E_0)$, $E_0 = 9.85 \text{ keV}$, $a = 1.465$, $b = -4.414$, $c = 4.789$, $d = 0.7006$ y $g = 0.6519$;

$\frac{H^*(10)}{K_a}$ Se expresa en Sv Gy^{-1} cuando E se expresa en KeV. Los valores dados por esta función se muestran en la Tabla 5.

Tabla 5. Coeficientes de conversión para la dosis ambiental equivalente, $H^*(10)$, y la dosis direccional equivalente, $H'(0.07, 0^\circ)$, de la fluencia de los fotones y la kerma en aire libre.

Energía de Fotón (MeV)	$H^*(10)/K_a$ (Sv/Gy)	$H'(0.07,0^\circ)/K_a$ (Sv/Gy)	K_a/ϕ (pSv cm^2)	$H^*(10)/\phi$ (pSv cm^2)	$H'(0.07,0^\circ)/\phi$ (pSv cm^2)
0.08	1.72	1.61	0.308	0.53	0.49
0.1	1.65	1.55	0.372	0.61	0.58
0.15	1.49	1.42	0.600	0.89	0.85
0.2	1.40	1.34	0.856	1.20	1.15
0.3	1.31	1.31	1.38	1.80	1.80
0.4	1.26	1.26	1.89	2.38	2.38
0.5	1.23	1.23	2.38	2.93	2.93

Fuente: (ICRU 47, 1992)

Siguiendo con el esquema, para el proceso de determinación de los coeficientes que permiten evaluar la dosis efectiva por medio del K_a , la Comisión Internacional de unidades y mediciones de radiación (ICRU) delegó un grupo de trabajo que utilizaron diferentes métodos que podían variar en el tipo de geometrías, códigos de transporte y modelos antropomórficos utilizados, en el esquema de la figura 10 se muestran de manera general estos métodos.

Particularmente las geometrías de irradiación incluían haces paralelos anchos unidireccionales a lo largo de los ejes antero-posterior, postero-anterior, lateral izquierdo y lateral derecho, y rotación alrededor del eje longitudinal de los maniquís (phantom, en inglés); también se consideró la irradiación totalmente isotrópica de los maniquís. Estas geometrías se muestran en la Figura 12.

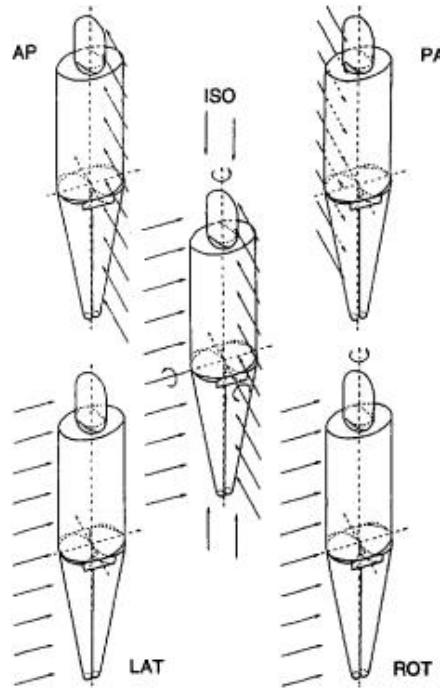


Figura 12: Representación esquemática de las geometrías idealizadas consideradas (ICRP, 119, 2012)

Con respecto a los códigos de transporte, la técnica general Monte Carlo considera el seguimiento de las interacciones de partículas individuales en su paso a través de la materia y obtiene la dosis absorbida de las distribuciones trazando muchas historias de partículas. Dentro de los códigos Monte Carlo usado para la determinación de los coeficientes se encuentran DEEP, Gesellschaft für Strahlenforschung (GSF), JEUNESSE, MCNP (ICRP, 1996)

Dentro de las fantomas utilizadas para cálculos de dosis absorbidas están: el maniquí del Comité Médico de Dosis de Radiación interna (**MIRD**) (el modelo original), que es una representación matemática heterogénea del cuerpo humano que incorpora diferentes densidades para los diferentes tejidos corporales. Es un maniquí hermafrodita e incluyó las gónadas de ambos sexos, y los pechos femeninos. (ICRP, 1996)

Otro tipo de modelos utilizados son: los modelos masculinos y femeninos e infantiles como los diseñados por Cristy (1980) para adultos y niños representados por tamaños de cuerpo correspondientes a las edades de 0, 1, 5, 10 y 15 años; y los Modelos sexo-específicos del adulto (Adán y EVA) desarrollados por Kramer et al. (1982).

La Tabla 6 resume los códigos informáticos, modelos antropomorfos, y geometrías de irradiación utilizadas por cada grupo de autores. Por ejemplo, Yamaguchi y Yoshizawa (1991, 1992) utilizaron el Código de Monte Carlo profundo para calcular la dosis efectiva para modelos adultos., usando un maniquí MIRD adulto hermafrodita.

Tabla 6: Resumen de los cálculos de coeficientes de conversión para cantidades de protección para fotones

Autores	Códigos/ Modelos antropomorfos	Cantidades de protección calculada (Dt, E)	Geometrías de irradiación	Energía o rango de energías	Nº de puntos de energías
Yamaguchi (1991) Yamaguchi y Yoshizawa (1991, 1992)	Código Monte Carlo: DEEP (Yamaguchi, 1991) Modelo: MIRD (Hermafrodita)	E y valores de Dt calculados por órganos seleccionados	Horizontalmente y verticalmente variando los ángulos	45KeV 90 KeV y 1.25 MeV	3
Yamaguchi (1994)	Código Monte Carlo: JENESSE (Yamaguchi, 1992) Modelo: 0, 1, 5, 10, 15 year old; Adulto (Hermafrodita); (Cristy, 1980)	Ambas E y Dt calculada	AP PA RLAT ROT ISO	17 KeV a 8.5 MeV	12
Reece et al (1993)	Código Monte Carlo: MCNP (Masculino y Femenino) Modelo: MIRD (Masculino y Femenino)	No valores para E: valores de Dt son por órganos seleccionados	AP PA LLAT RLAT	80 KeV 300 KeV 1 MeV	3
Zankl et al. (1992, nd {a,b})	Código Monte Carlo: Código GSF (Kramer et al., 1982) Modelo: Adan y Eva (Kramer et al., 1982); Bebes/niños (Veit et al., 1989)	Ambas E y Dt calculada	AP PA RLAT ROT ISO Horizontalmente y verticalmente variando los ángulos	10 KeV a 10 MeV	17

Fuente: (ICRP 74, 1996)

Los coeficientes de conversión obtenidos como resultado del grupo trabajo se resumen en la Tabla 7 y se muestran gráficamente en la Figura 13.

Tabla 7: Dosis efectiva por unidad de Kerma en aire libre, E/K_a , para fotones monoenergéticos incidentes en diversas geometrías en un modelo computacional antropomorfo adulto.

Energía de Fotón (MeV)	E/K_a (Sv/Gy)					
	AP	PA	RLAT	LLAT	ROT	ISO
0.08	1.433	1.019	0.554	0.628	0.961	0.749
0.1	1.394	1.030	0.571	0.641	0.960	0.748
0.15	1.256	0.959	0.551	0.620	0.892	0.700
0.2	1.173	0.915	0.549	0.615	0.854	0.679
0.3	1.093	0.880	0.557	0.615	0.824	0.664
0.4	1.056	0.871	0.570	0.623	0.814	0.667
0.5	1.036	0.869	0.585	0.635	0.812	0.675

AP, antero-posterior; PA, postero-anterior; LLAT, lateral izquierdo; RLAT, lateral derecho; ROT, rotacional; ISO, isotrópica
Fuente:(ICRP 74, 1996)

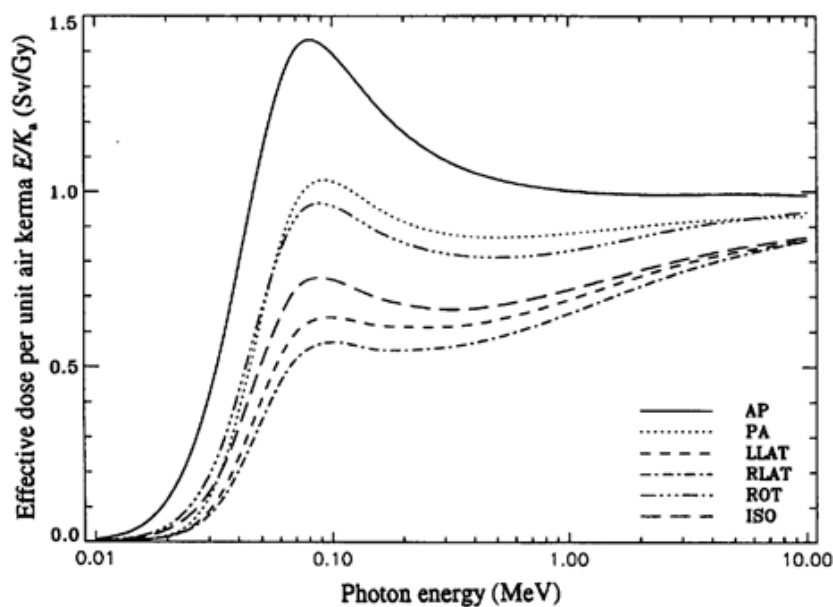


Figura 13. Coeficientes de conversión de referencia para dosis efectivas para fotones en diversas geometrías de irradiación en un modelo antropomorfo adulto.
(ICRP 74, 1996)

Los valores obtenidos en las Tabla 5 y Tabla 7 permiten inferir la dosis efectiva a partir de la medida del equivalente de dosis ambiental H^* (10) y por ello, estos valores constituyen la base para la determinación de las dosis al público debido al contacto de pacientes administrados en medicina nuclear que representarían las fuentes de radiación

4. Materiales y Métodos

4.1 Tipo de estudio

Se trata de un estudio observacional, prospectivo y retrospectivo en donde se estudiaron 744 pacientes (361 pacientes de diagnóstico y 383 de terapia), que acudieron a servicio de medicina nuclear en las ciudades de Montería (en donde se tomaron la mayoría de los datos prospectivos), Medellín y Barranquilla para realizarse algún tipo de procedimiento diagnóstico o terapéutico.

Para cada paciente se registraron datos de sexo, edad, masa y talla, así como la actividad del radiofármaco y la hora de administración del mismo, además se indagó si estos pertenecían al casco urbano o municipios aledaños y acerca de las actividades que suelen desarrollar una vez se realizan los estudios. En el Anexo

Anexo 1 se encuentra el formato usado para la recolección de esta información. A continuación, se detalla las características de los pacientes objetos de estudios

Tabla 8: Características de los pacientes

N° de Pacientes		Características		
Diagnostico	Terapias	Edad Mediana (Rango)	Peso Mediana (Rango)	Talla Mediana (Rango)
361	383	54 (25 – 87) años	58 (40 – 115) kg	160 (150 – 175) cm

4.3 Métodos, técnicas e instrumentos de recolección

Utilizando el paciente como fuente emisora de radiación ionizante, se midió la tasa de equivalente de dosis ambiental (a partir de aquí se le llamará tasa de dosis), lo que permitió la recolección de datos para posteriormente realizar la estimación de las dosis efectivas de miembros del público en diferentes circunstancias de contacto con los pacientes.

En general, se midió la tasa de dosis de cada paciente tras la administración del radiofármaco, y cuando el paciente abandona el servicio de Medicina Nuclear. La tasa de dosis se midió a nivel del esternón y con el paciente en posición ortostática, a 0.1, 0.5 y 1 m de distancia como se muestra en la figura 14; asimismo se realizó una medida de la radiación de fondo ambiental y se registró la hora de cada medida

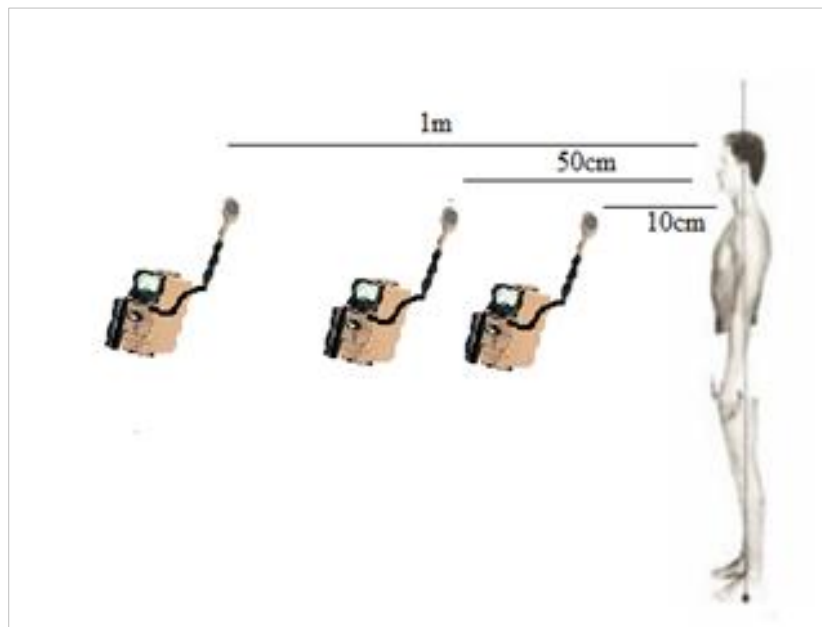


Figura 14. Representación de la medida de la tasa de equivalente de dosis ambiental $\dot{H}^*(10)$ desde el paciente.

4.3.1 Protocolo de Medida

Para las medidas de la tasa de dosis se utilizó un detector gaseoso del tipo Geiger-Müller modelo 14-C (Ludlum, Tx, USA). El método de medición se basó en los siguientes criterios:

1. Verificar la calibración del instrumento de medida y constatar el correcto estado de las baterías, ya que de esto depende el correcto funcionamiento del equipo.
2. Para realizar las medidas se seleccionó la escala adecuada para medir el nivel de radiación, iniciando con la escala de mayor rango, cambiándola si es necesario hasta obtener una lectura apreciable.
3. Se midió la tasa dosis de cada paciente en posición ortostática, a nivel del esternón a 0.1, 0.5 y 1 m de distancia con el fin de calcular la dosis efectiva para diferentes circunstancias de contacto, antes de realizar las medidas a los pacientes se midió la radiación de fondo ambiental y se registró este valor.

Todos los datos se registraron teniendo en cuenta información como: Id. del paciente, fecha del estudio, tipo de estudio, actividad administrada, instante de medida y hora de la monitorización, tasa de dosis en $\mu\text{Sv/h}$ a 0.1, 0.5 y 1 m de distancia. En la Tabla 9 se muestra a forma de ejemplo el formato utilizado para adquirir los datos.

Tabla 9: Formato para adquisición de datos

Id de Paciente	Fecha	Estudio	A*	Instante de Medida	Hora	H*(10cm) $\mu\text{Sv/h}$	H*(50cm) $\mu\text{Sv/h}$	H*(1 m) $\mu\text{Sv/h}$
				Tras la administración				
				Finalizado el estudio				

A* Es la actividad administrada en mCi

H* Tasa de dosis

4.3.2 Identificación y cuantificación de la fuente emisora en función del protocolo de cada prueba diagnóstica y/o terapéutica

Teniendo en cuenta el protocolo médico de cada tipo de procedimiento diagnóstico o terapéutico se describieron los rangos de actividades con el cual se realizan cada de prueba, también se estimaron los tiempo de incorporación del radiofármaco (tiempo transcurrido desde el momento de la administración del radiofármaco hasta el comienzo de adquisición de la imagen) y el tiempo total que el paciente permanece en el servicio de medicina nuclear, incluido el tiempo de posicionamiento en el equipo de imagen (gammacámara) y su adquisición. En la tabla 10 (en la sección de resultados) se muestra para cada estudio los rangos de actividad utilizada, así como los tiempos antes descritos.

4.4 Procesamiento y análisis estadístico de datos

4.4.1 Estadística

Se ha utilizado la mediana, el máximo, y promedios como descriptores de las variables; en concreto, los resultados de las características de los pacientes se muestran por medio de la mediana y el rango; mientras que los resultados dosimétricos obtenidos fueron evaluados mediante los promedios de las tasas de dosis en los diferentes tiempos.

4.4.2 Estimación de la dosis efectiva

Se calcularon las dosis a las que podrían verse expuestos determinados sujetos del público debido al contacto de tipo familiar, social u ocupacional con un paciente que se ha sometido a una prueba diagnóstica y/o terapéutica de medicina nuclear. Se determinaron las dosis impartidas a partir de las tasas de dosis medidas y del tiempo de permanencia junto al

paciente, considerando solo la desintegración radiactiva y sin tener en cuenta la eliminación biológica del radiofármaco. Para ello se obtiene en primer lugar la dosis equivalente ambiental, integrando la ley de desintegración radiactiva (V. Morán et al, 2015).

$$H^*(10) = \int_{t_1}^{t_2} \dot{H}_0^* \cdot e^{\frac{-\ln 2 t}{T}} \cdot dt = \frac{T}{\ln 2} \cdot \dot{H}_0^* \cdot e^{\frac{-\ln 2 t_1}{T}} \left[1 - e^{\frac{-\ln 2 (t_2 - t_1)}{T}} \right] \quad (11)$$

Donde t_1 y t_2 son, respectivamente, los tiempos en los que se inicia y finaliza el contacto, T es el periodo de semidesintegración del radiofármaco, y \dot{H}_0^* es la tasa de dosis medida en el instante de tiempo correspondiente. Una vez obtenida la magnitud dosis equivalente ambiental se realiza la conversión a dosis efectiva, a partir de los coeficientes propuestos en la Tabla 5 (conversión de dosis equivalente ambiental a kerma en aire) y Tabla 7 (conversión de kerma en aire a dosis efectiva).

4.5 Consideraciones para las circunstancias de contacto

Se realizaron varias medidas y supuestos en relación con las diferentes circunstancias de contacto que pueden darse con el paciente, seleccionando las distancias y tiempos adecuados a cada situación. Las circunstancias de contacto se detallan en las secciones 4.5.1 y 4.5.2 que corresponden a escenarios donde el contacto se produce durante la incorporación del radiofármaco y finalizada la prueba diagnóstica respectivamente.

4.5.1 Durante la incorporación del radiofármaco

Sala de espera pacientes administrados (SE1): Se considera el escenario donde el acompañante de un paciente en condición de discapacidad o niño permanezca en la sala de pacientes administrados por ciertos lapsos. Se toma como referencia una distancia entre cada una de las sillas de 80 cm y se realizaron medidas en dos circunstancias diferentes: una en el cual el acompañante se encuentra ubicado en medio de dos pacientes, y otra en donde su ubicación es en un extremo de la sala y es contiguo con un solo paciente, como lo ilustra la Figura 15. Es importante aclarar que en cada una de estas sillas excepto la resaltada con el círculo rojo se encuentran pacientes administrados con radiofármacos.



Figura 15. Esquematización de situación en la que un miembro del público (acompañante), se encuentra en sala de espera de pacientes para acompañar a un paciente en condición de discapacidad o niños.

Sala de espera para pacientes hospitalizados en camilla (SE2): Se considera el caso especial en el cual enfermeros acompañen a pacientes que estén hospitalizados y que permanezcan en la sala de pacientes en camilla; se supone el caso hipotético en que el acompañamiento se repita con 12 pacientes diferentes durante un año; esta situación es particular ya que muchos centros oncológicos están enviando constantemente al mismo

personal para asistir a pacientes que se realizan estudios con radiofármacos. Para ello se usaron los datos de tasas de dosis desde el paciente a 0.5m y 1.0m, que también nos permitirán evaluar las dosis que recibe un paciente debido al contacto con otro paciente igualmente administrado.

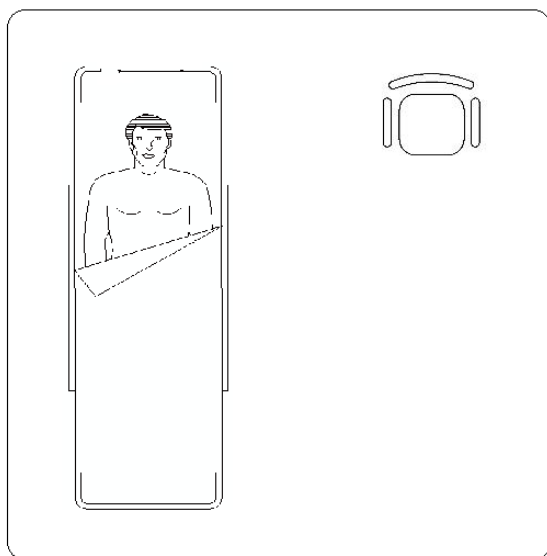


Figura 16: Esquematización de situación en la que un miembro del público (Enfermero), se encuentra en sala de espera de pacientes hospitalizado en camilla

Sala de prueba de esfuerzo (SPE): En este caso se realiza la evaluación de la dosis que recibe el médico cardiólogo que asiste a pacientes en la realización de pruebas de esfuerzo (requerida para perfusión miocárdica), en protocolo de uno (1) y dos (2) días. Para el protocolo de un día, se analizó, además, el efecto de realizar la prueba de reposo antes o después de la prueba de esfuerzo. Para esta situación se realizan medidas a 1 metro del paciente, una vez que se le administra el radiofármaco en la banda ergométrica, y se considera el tiempo de contacto de 3.5 minutos (tiempo promedio que demora el cardiólogo desde la administración del radiofármaco hasta finalizada la prueba).

Además de la situación anterior, se realizaron medidas en el puesto del cardiólogo en dos circunstancias distintas: la primera cuando el paciente se le administra el radiofármaco en el brazo contiguo a la ubicación del cardiólogo y la segunda cuando el radiofármaco es inyectado en el brazo contrario.

Cafetería (Caf) y Restaurante (Res): Se considera la situación en la cual los pacientes administrados con radiofármacos salen del servicio durante la incorporación del radiofármaco y asisten a una cafetería por un tiempo de 30 min, a 50 cm de personal del público; y a un restaurante durante un periodo de 1 h a 50 cm.

4.5.2 Finalizada la prueba diagnóstica o terapéutica

Una vez concluida la prueba diagnóstica en el servicio de medicina nuclear, además de considerar la cafetería y el restaurante con las condiciones descritas en la sección anterior, fueron evaluados los siguientes escenarios:

Transporte: En este supuesto se consideraron dos escenarios: el primero de ellos cuando el paciente utiliza transporte público TP1 (durante 1 h a 0.1 m) y en el segundo, que hace uso de transporte privado TP2 (durante 1 h a 1 m). En este escenario, y particularmente en la ciudad de Montería se consideró el caso en el cual un mismo transportista (Moto taxi) realiza el transporte de más de un paciente que ha sido administrado con radiofármaco.

Para el caso de procedimientos terapéuticos con I-131 se consideró solamente el transporte privado (1m a 0.5, 1 y 2 horas) dado que por recomendaciones específicas de protección

radiológica no se debe retornar a casa en transporte público después de realizadas terapias con radionúclidos.

Lugar de trabajo (LT): En este caso, el personal de público expuesto serían los compañeros de trabajo de un paciente que ha recibido administración de radiofármaco. Se asume un periodo máximo de contacto de 5 h a una distancia de 1 m.

Vivienda (V): Esta situación es dada para el adulto que convive con el paciente. Se asume que el paciente permanece durante las 6 primeras horas a una distancia de 1 m y durante las 8 h siguientes (horas de sueño) a 0.1 m. Esta situación ocurriría en caso de que el paciente no siga las recomendaciones dadas en el servicio de medicina nuclear, para el caso específico de terapia de hipertiroidismo y terapia de cáncer de tiroides se tendrá en cuenta el contacto con un familiar durante las horas de sueño (8 horas) a un metro de distancia, para los 15 días posteriores a la de alta del paciente y además se utilizaran los tiempos de eliminación efectiva del I-131.

4.6 Consideraciones éticas

El valor de esta investigación radica en la obtención de datos correspondientes a la irradiación del público debido al contacto con los pacientes que han sido administrados con radiofármacos. Se trabajó clasificando los diferentes grupos de pacientes por procedimientos e indagando las actividades que acostumbraban a realizar una vez finalizados las pruebas. En mi calidad de estudiante y realizador de este trabajo de grado fui el responsable de la obtención de la información, para ello se elaboraron fichas donde no se registran datos de identificación de los pacientes que se han incluidos en el estudio.

5. Resultados y Discusión

En la Figura 17 muestra los estudios diagnósticos a los que fueron sometidos los pacientes y para los cuales se hicieron las medidas de tasa de dosis. El estudio de gammagrafía ósea fue el que más se les realizó (54% de los estudios), seguido por perfusión miocárdica con un 10%.

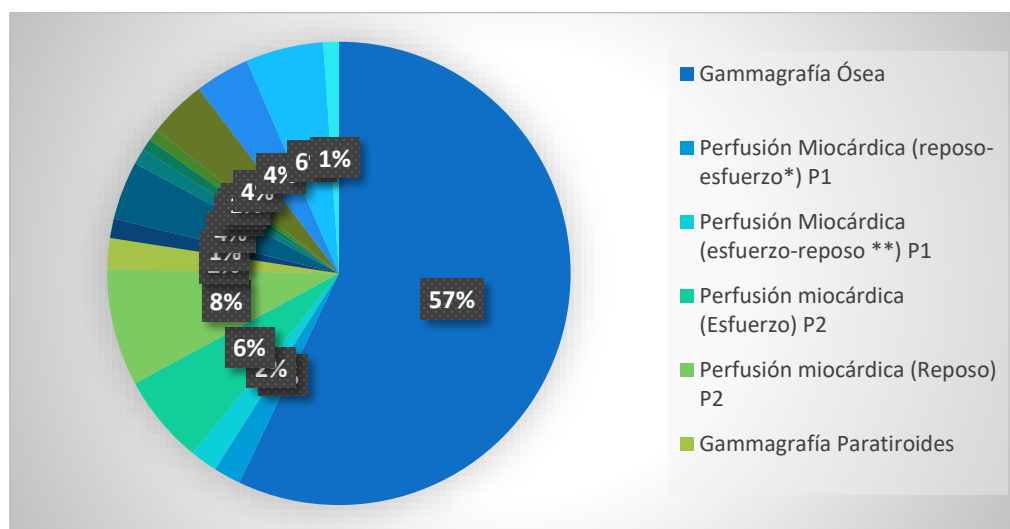


Figura 17. Número de pacientes por cada tipo de prueba

En la Tabla 10 se presentan los datos de actividad administrada por estudio, el tiempo de incorporación del radiofármaco y el tiempo total que permanece un paciente en el servicio de medicina nuclear para cada una de las pruebas. Resaltándose que los procedimientos de Gammagrafía Ósea y Gammagrafía Paratiroides, son los que requieren de mayor tiempo de incorporación del fármaco, y por ende más tiempo de permanencia dentro del servicio de medicina nuclear.

Tabla 10: Actividad Administrada y tiempos (Incorporación y Total) para cada prueba diagnóstica

Prueba	Actividad (mCi)	Tiempos		
		Incorporación del radiofármaco	Adquisición de la imagen	Total de los pacientes en el servicio
Gammagrafía ósea	20.00	2 - 5 h	30 min	2.5 - 5.5 h
Perfusión Miocárdica (Reposo-Esfuerzo *) P1	20.00	3 h 57 min	30 min	4 h 27 min
Perfusión Miocárdica (Esfuerzo-Reposo **) P1	15.00	4 h 5 min	30 min	4 h 35 min
Perfusión miocárdica (Esfuerzo) P2	12	30 min - 1 h 45 min	12 min	42 min - 1 h 57 min
Perfusión miocárdica (Reposo) P2	10.79	50 min - 1 h 58 min	12 min	1 h 2 min - 2 h 10 min
Gammagrafía Paratiroides	9.07	3 h 50 min	35 min	4 h 25 min
Gammagrafía Pulmonar	8	-	20 min	22 min
Gammagrafía de Tiroides	2.94	15 min	8 min	23 min
Gammagrafía con Galio (primer día)	3.5	4 h	30 min	4 h 30 min
Gammagrafía Octreotide (primer día)	20	4 h	30 min	4 h 30 min
Hepatobiliar	8	10 min	2 h 12 min	2 h 30 min
DMSA	2.90	2 h - 2 h 45 min	15 min	2 h 15 min - 3 h
Renogramas Diuréticos DTPA	1.73	N/A	40 min	1 h 40 min
Captaciones (primer día)	162.4 µCi	N/A	5 min	8 min
Rastreos (primer día)	19.92	N/A	N/A	5 min

*: Primero se ha realizado el reposo.

** : Primero se ha realizado el esfuerzo.

P1: Protocolo de un día.

P2: Protocolo de dos días.

Las tasas de dosis medidas a 0.1, 0.5 y 1 m tras la administración del radiofármaco y cuando el paciente abandonó el servicio de medicina nuclear, se muestran en la Tabla 11 y en las Figuras 18 y 19 respectivamente. Tras la administración del radiofármaco, las tasas de dosis máximas a 0.1, 0.5 m y 1 m fueron 376.0, 86.0 y 34.4 correspondientes a gammagrafía con Octreotide, 286.7, 71.7 y 31.3 $\mu\text{Sv/h}$ (perfusión miocárdica esfuerzo P1) y de 233.2, 55.6 y 21.9 $\mu\text{Sv/h}$ (gammagrafías óseas). Se observa una variación importante en las tasas de dosis medidas en función del tipo de prueba diagnóstica, debido principalmente a diferencias en biodistribución y la actividad administrada del radiofármaco.

Tabla 11. Tasa de equivalente de dosis ambiental ($\dot{H} \cdot 10$) proveniente de pacientes administrados con fines diagnósticos

PRUEBA	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)					
	Tras la administración			Finalizado el Estudio		
	1 m	0.5 m	0,1 m	1 m	0.5 m	0,1 m
Gammagrafía Ósea	21.9	55.6	233.2	7.1	16.3	52.4
Perfusión Miocárdica (reposo-esfuerzo*) P1	31.3	71.7	286.7	25.1	65.4	229.3
Perfusión Miocárdica (esfuerzo-reposo **) P1	21.9	49.4	217.1	20.7	53.7	215.0
Perfusión miocárdica (Esfuerzo) P2	12.7	29.0	93.5	10.0	22.0	69.1
Perfusión miocárdica (Reposo) P2	10.5	27.7	117.3	9.0	21.3	86.3
Gammagrafía paratiroides	14.8	40.7	163.4	6.9	17.5	68.8
Gammagrafía pulmonar	-	-	-	4.7	11.3	77.4
Gammagrafía de tiroides	3.4	9.7	41.8	-	-	-
Gammagrafía con galio	3.8	9.9	47.3	3.8	8.9	43.0
Gammagrafía Octreotide	34.4	86.0	376.0	10.3	25.8	111.8
Hepatobiliar	8.9	25.8	94.6	8.5	19.3	73.1
DMSA	3.1	9.9	60.2	1.6	5.2	26.5
Renogramas Diuréticos DTPA	-	-	-	1.4	4.5	18.6
Captaciones	0.5	1.6	9.5	-	-	-
Rastreo	10.3	25.8	172.0	-	-	-

*: Se ha realizado reposo previamente; **: No se ha realizado reposo; P1: Protocolo de un día; P2: Protocolo de dos días

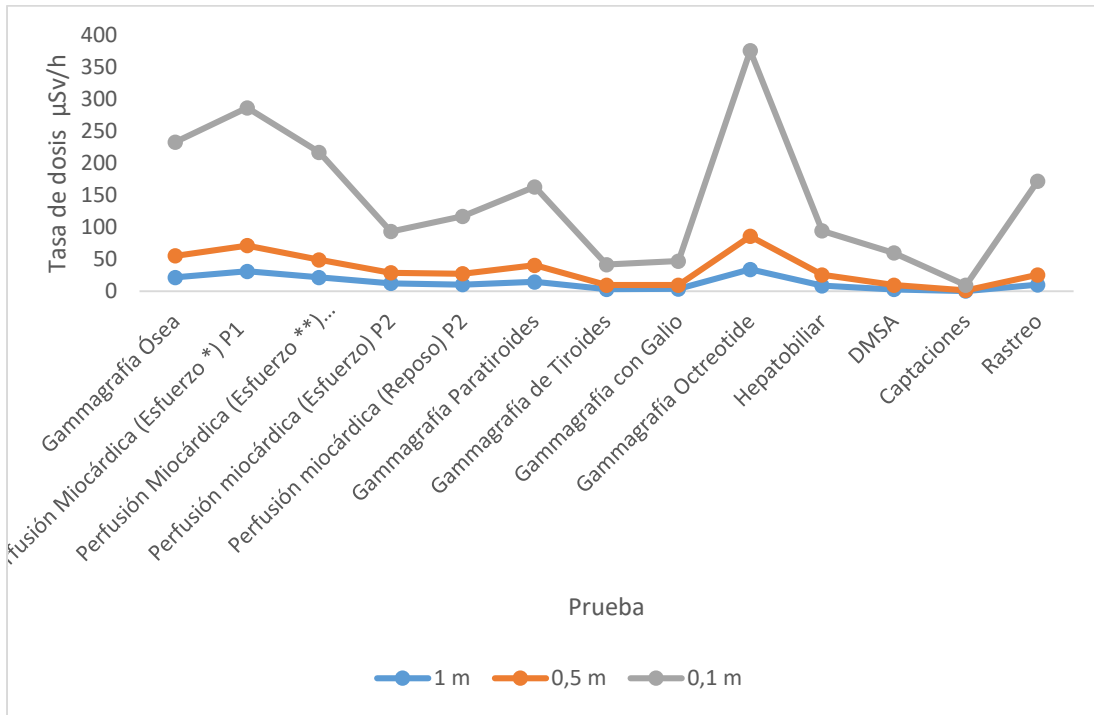


Figura 18: Tasa de dosis ($\dot{H} \cdot 10$) tras la administración

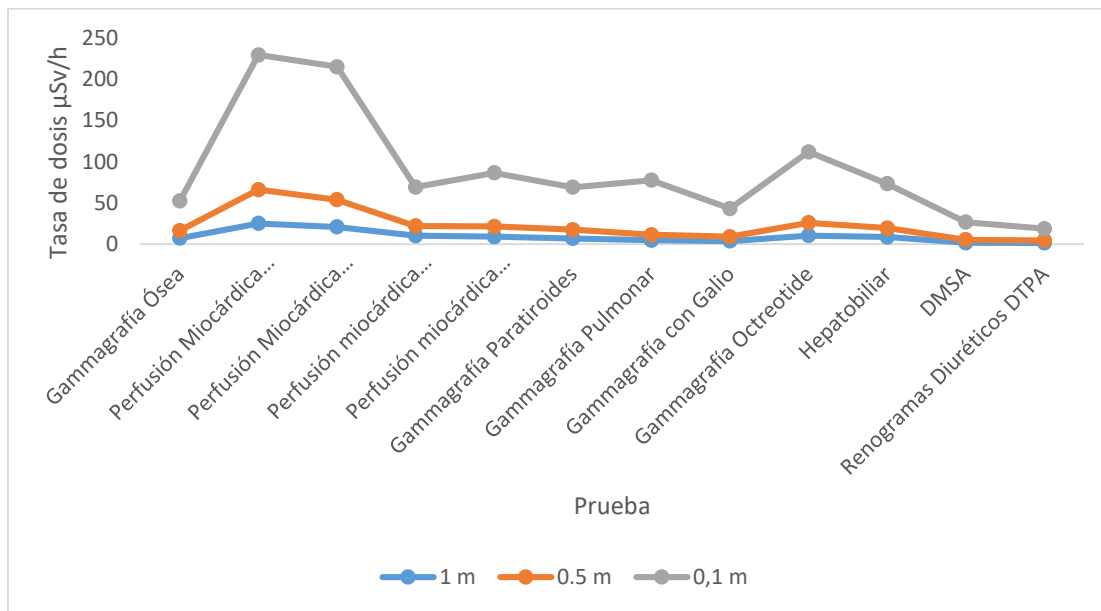


Figura 19: Tasa de dosis ($\dot{H} \cdot 10$) finalizado el estudio

Algunos casos especiales, como los estudios dinámicos, solamente requirieron medidas de la tasa de dosis al finalizar el estudio, porque se iniciaban simultáneamente tras la administración del radiofármaco como el caso de renogramas diuréticos y gammagrafía pulmonar, entre otros.

Los valores de tasa de dosis mostrados en la Tabla 11 permiten estimar la dosis efectiva recibida por una persona del público que permanece cerca de pacientes administrados con algunos radiofármacos utilizados para medicina nuclear. Para convertir la magnitud dosis equivalente ambiental a dosis efectiva se deben combinar adecuadamente los factores mostrados en la tablas 6 y 7, como se muestra en la Tabla 12, en donde se puede ver que los factores para energías entre 80 y 400 KeV, varían entre 0.83 y 0.84; se puede deducir, entonces, que para energías intermedias (caso particular de los radionúclidos de interés en este trabajo I-131, Tc-99m y Ga-67) el factor se debe encontrar en este rango. Desde un punto de vista conservador usaremos 0.84 para todos los casos.

Tabla 12: Factor de conversión de equivalente de dosis ambiental $H^*(10)$ a dosis efectiva

e	$H^*(10)/K_a$ (e)	K_a/H^*	E/ K_a	Factor $H^*(10)/E$
0.08	1.72	0.58	1.43	0.83
0.1	1.65	0.61	1.39	0.84
0.15	1.49	0.67	1.26	0.84
0.2	1.4	0.71	1.17	0.84
0.3	1.31	0.76	1.09	0.83
0.4	1.26	0.79	1.06	0.84

En este orden de ideas, a continuación, se estimarán las dosis efectivas por los miembros del público recibidas con base a los supuestos descritos en la sección 4.5, debido al contacto con pacientes administrados con fines diagnósticos y terapéuticos.

5.1 Dosis recibidas debido al contacto con pacientes administrados con fines diagnósticos.

5.1.1 Escenarios dentro de la instalación

En este primer punto se evaluaron las dosis que recibiría el acompañante de un paciente en estado de discapacidad o niños, que requieran asistencia por parte de un adulto mientras permanecen en la sala de pacientes inyectados, durante la incorporación del radiofármaco como se describió en la sección 4.5.1. Esta situación se analizó para circunstancias en la cual los pacientes se administraron con dosis de 20 mCi (gammagrafías óseas), por ser el estudio que se realizan con mayor regularidad y con mayor actividad en los servicios de medicina nuclear. Estos datos se muestran en la Tabla 13, en donde se observa que la dosis recibida por un familiar acompañante pueden ser de 42.6 μSv si estos esperan por 3 horas sentados en un extremo de la sala con un paciente contiguo; la dosis aumentaría a 85.2 μSv si la posición de espera fuera en medio de dos pacientes que han sido administrados con radiofármaco (se recibe una mayor dosis de radiación debido a que en esta última posición se reduce las distancias con respecto al resto de pacientes en la sala).

Tabla 13: Dosis recibida por familiares debido al contacto con pacientes administrados en sala de inyectados

Prueba	Tiempos de exposición (h)	Dosis efectiva (μSv)	
		Extremo	En medio de dos pacientes
Gammagrafía Ósea	1	15.8	31.7
	2	30.0	60.0
	3	42.6	85.2

Estos resultados muestran, que en caso de requerirse, un acompañante de un niño o discapacitado para ingresar a la sala de espera de pacientes administrados durante el tiempo hasta la adquisición de la imagen, recibiría menos de 1 mSv durante la realización del estudio. Sin embargo, por principio de optimización de la protección radiológica se sugiere evaluar la necesidad real de la permanencia del acompañante en la sala bien sea, citando los pacientes con discapacidad o niños en horarios diferenciados del resto de pacientes, o incluso teniendo en cuenta la posibilidad de pasar al paciente con su acompañante a un lugar poco concurrido dentro de la zona controlada, por ejemplo la sala de prueba de esfuerzo o la sala de camilla; este aislamiento reduciría considerablemente las dosis en el acompañante.

Tabla 14. Dosis recibida por personal de enfermería por asistir a pacientes hospitalizados en sala de camillas

Prueba	Tiempo de incorporación (Horas)	Dosis efectiva (mSv)			
		0.5 m		1 m	
		Un Paciente	Anual (12 pacientes)	Un Paciente	Anual (12 pacientes)
Gammagrafía ósea	1	0.0	0.5	0.0	0.2
	2	0.1	1.0	0.0	0.4
	3	0.1	1.4	0.0	0.6
	4	0.2	1.8	0.1	0.7
Perfusión miocárdica (Esfuerzo)	1.7	0.0	0.5	0.0	0.2
Perfusión miocárdica (Reposo)	2.0	0.0	0.5	0.0	0.2
Gammagrafía paratiroides	3.8	0.1	1.3	0.0	0.5
Gammagrafía con galio	4	0.0	0.4	0.0	0.1
Gammagrafía octreotide	4	0.2	2.8	0.1	1.1
Gammagrafía de tiroides	0.2	0.0	0.0	0.0	0.0
Hepatobiliar	0.2	0.0	0.0	0.0	0.0
DMSA	2.7	0.0	0.2	0.0	0.1

Para el caso hipotético que el acompañante sea un enfermero en la sala de pacientes en camilla, se han utilizado las tasas de dosis a las distancias de 0.5 y 1m para la evaluación de dosis, estas se muestran en la tabla 14 en donde se puede ver que las dosis recibidas por el enfermero llegan a ser 0.2 mSv a 50 cm y 0.1 mSv a 1m en el caso de gammagrafías óseas con un tiempo de contacto de 4h; si esta operación se realiza 12 veces al año, las dosis serían de 1.8 mSv y 0.7 mSv respectivamente, es decir, el enfermero podría recibir una dosis que

para el caso de (1.8 mSv) representa en promedio un 47% de la dosis efectiva que recibe el paciente por realizarse una gammagrafía ósea. Con lo anterior, es necesario que para el caso de enfermeros que prestan su servicio continuo a pacientes hospitalizados de gammagrafía, se garantice por parte del servicio de medicina nuclear, un análisis detallado del número de veces que ingresa esta persona el centro y de la distancia mínima a la que puede permanecer con respecto al paciente, con el fin de garantizar su clasificación como personal del público.

También con los datos de la tabla 14 se puede inferir las dosis recibidas por un paciente debido a las cercanías con otros pacientes igualmente administrados, evidenciando que éstas pueden variar con la distancia entre ellos. Por ejemplo, los resultados muestran que si 2 pacientes de Gammagrafía Ósea permanecen a una distancia de 0.5 m las dosis podrían ser de 0.3 mSv, mientras que si esta distancia es de un metro las dosis serían de 0.1 mSv (disminución del 66% con respecto al valor de 0.5 m).

Por otro lado, se han estimado las dosis recibidas por el cardiólogo durante la realización de pruebas de esfuerzo, requeridas por pacientes de perfusión miocárdica en diferente protocolo de 1 y 2 días, los cuales se muestran en la Tabla 15.

Tabla 15: Dosis recibida por el cardiólogo durante realización de prueba de esfuerzo a pacientes de perfusión miocárdica

Prueba	Protocolo	Actividad administrada mCi	Dosis efectiva (μ Sv)	Dosis Anual (mSv)
			Cardiólogo (un paciente durante 3.5 min a 1m)	30 pacientes/mes
Perfusión miocárdica (Esfuerzo)	1 d *	15 y 20	1.5	0.5
	1 d **	20	1.0	0.4
	2 d	12 /día	0.7	0.2

*Se realizó después de haber realizado el test en reposo.

** Aun no se le ha realizado el test de reposo.

Para el protocolo de un día se evaluaron las dosis en dos circunstancias diferentes: para la primera, cuando al paciente previamente se le ha realizado una prueba de reposo, la dosis es de 1.5 μSv ; mientras que, en la segunda situación, cuando no se ha realizado el test, la dosis fue de 1.0 μSv , reduciéndose en un 33%. Esta disminución en las dosis se da, debido a que el paciente a quien se le ha realizado el test de reposo antes que la prueba de esfuerzo, se le han administrado radiofármacos necesarios para adquirir las imágenes de reposo.

De igual forma, en la Tabla 15 se puede evidenciar que la dosis recibida por el cardiólogo cuando el procedimiento de perfusión miocárdica se realiza en protocolo de dos días, es inferior, que si esta se realiza en un solo día, incluso sigue siendo menor aunque en el protocolo de un día la prueba de esfuerzo se haya realizado antes del test de reposo. La causa de estos resultados se debe a que la cantidad de actividad administrada al paciente para la prueba de esfuerzo varía de acuerdo al protocolo, siendo menor en el protocolo de dos días, como se muestra en la Tabla 15.

En el análisis de los datos pudo identificarse que, si un cardiólogo atendiera 30 pacientes por mes durante un año en las condiciones descritas, tendría una dosis que oscila entre 0.2 y 0.5 mSv. Lo cual conlleva a afirmar que independientemente del tipo de protocolo usado, el cardiólogo no superaría la dosis al público (1mSv año).

Es importante analizar que el lado del paciente en donde se suministre el fármaco se convierte en una variable que influye en la dosis de radiación recibida por el especialista en cardiología. Es así como en la Tabla 16 se evaluó dicha variable.

Tabla 16: dosis recibida por el cardiólogo

Prueba	Condición de Contacto	Dosis efectiva (μSv)	Dosis Anual (mSv)
		Cardiólogo (1 paciente durante 3.5 min a 1m)	30 pacientes/mes
Perfusión miocárdica (Esfuerzo)	Paciente inyectado del lado del cardiólogo	1.2	0.4
	Paciente inyectado del lado contrario del cardiólogo	0.6	0.2

De acuerdo a los datos recolectados se pudo evidenciar que la dosis recibida cuando el fármaco fue inyectado en el brazo contiguo a la ubicación del cardiólogo durante la prueba, arrojó 1.2 μSv , siendo mayor que la dosis impartida cuando el fármaco fue suministrado en el brazo contrario, la cual registro un valor de 0.6 μSv . Ahora, se puede apreciar también que las dosis anuales si se considera que atiende 30 pacientes por mes, en ninguno de los casos llega a la dosis público, sin embargo, con el fin de la optimización de la protección radiológica, inyectar los pacientes del lado contrario reduciría en un 50% las dosis recibidas. La determinación del tiempo de permanencia al lado del paciente y la distancia de trabajo del mismo debe ser analizada puntualmente en el centro de medicina nuclear para garantizar su clasificación como público.

5.1.2 Escenarios fuera de la instalación

También se determinaron las dosis en escenarios diferentes ocurridos dentro de las instalaciones de los servicios de medicina nuclear; cuando el contacto con el paciente tiene lugar durante la incorporación del radiofármaco (Tabla 17) y cuando dicho contacto se produce una vez el paciente ha finalizado la prueba (Tabla 18).

De los datos mostrados en estas tablas podemos notar que realizar actividades como acudir a una cafetería o restaurante después de terminar completamente las pruebas reduce considerablemente la exposición del público; particularmente las dosis impartidas por pacientes administrados con Tc99m-MDP (caso de la gammagrafía ósea) es hasta 3.4 veces menor si dicha actividad se realiza una vez terminado el estudio diagnóstico. Otros autores como Moran et al., han mencionado que el escenario más desfavorable es la cafetería del propio hospital, donde es más probable que acuda un mayor número de pacientes procedentes de medicina nuclear. Además, no salir de la sala de pacientes administrados garantiza que el acompañante no se irradie innecesariamente durante el tiempo de espera, ya que como se ve en la tabla estos recibirían dosis de hasta 231.6 μSv (caso de la gammagrafía con Octreotide) durante la interacción en este lapso.

Tabla 17. Dosis calculadas con base en los supuestos establecidos, cuando el contacto entre el paciente y un tercero se produce durante la incorporación del radiofármaco.

Prueba	Tiempo de contacto (Tiempo de Incorporación)	Dosis efectiva (μSv)		
		Acompañante Tiempo de espera (0.5m)	Cafetería 30 min (0.5m)	Restaurante 1 h (0.5 m)
Gammagrafía ósea	2.0	83.5	22.7	44.1
Perfusión miocárdica (Esfuerzo)*	1.7	38.7	11.9	23.0
Perfusión miocárdica (Reposo)*	2.0	40.8	11.3	22.0
Gammagrafía paratiroides	3.8	106.0	16.6	32.3
Gammagrafía de tiroides	0.2	2.0	4.0	7.7
Gammagrafía con galio	4	32.6	4.1	8.2
Gammagrafía octreotide	4	231.6	35.1	68.2
Hepatobiliar	0.2	3.4	10.5	20.5
DMSA	2.7	19.5	4.0	7.8

Tabla 18. Dosis calculadas, con base de los supuestos establecidos, cuando el contacto entre el paciente y un tercero se produce al finalizar el estudio diagnóstico.

Prueba	Dosis efectiva (μSv)						
	Trabajo 8 h (1 m)	Familiar 6 h (1 m) + 8 h (0.1 m)	Transporte público 1 h (0.1 m)	Transporte privado 1 h (1 m)	Mototaxi 20 min (0.1 m)	Cafetería 30 min (0.5m)	Restaurante 1 h (0.5 m)
Gammagrafía ósea	31.5	141.4	41.6	5.7	14.2	6.7	12.9
Perfusión miocárdica (Esfuerzo) P2	44.1	188.7	54.8	8.0	18.8	9.0	17.4
Perfusión miocárdica (Reposo) P2	39.7	222.9	68.5	7.2	23.5	8.7	16.9
Perfusión miocárdica P1	110.1	596.0	182.0	19.9	62.4	26.9	52.3
Gammagrafía paratiroides	30.3	176.5	54.6	5.5	18.7	7.2	13.9
Gammagrafía pulmonar	20.6	187.5	61.4	3.7	21.0	4.6	8.9
Gammagrafía de tiroides	14.8	104.4	33.2	2.7	11.4	4.0	7.7
Gammagrafía con galio	24.4	283.0	36.0	3.1	11.9	3.7	7.5
Gammagrafía octreotide	45.4	283.7	88.7	8.2	30.4	10.5	20.5
Hepatobiliar	37.1	191.7	58.0	6.7	19.9	7.9	15.3
DMSA	6.9	64.1	21.0	1.2	7.2	2.1	4.1
Renogramas diuréticos DTPA	6.2	46.0	14.7	1.1	5.0	1.8	3.5
Captaciones	3.5	64.3	8.0	0.4	2.6	0.7	1.3
Rastreos	62.0	915.7	142.4	8.6	47.4	10.8	21.4

Los resultados mostrados en la Tabla 18 con respecto al tema del transporte, evidencian que el transporte privado en lugar del público reduciría de manera importante la dosis recibida por terceros, los casos más notorios corresponden a rastreos (realizado con yodo) con un factor de reducción de 16.6, para estudios de gammagrafía con galio, gammagrafía ósea y perfusión miocárdica los factores de reducción son 11.4, 7.2 y 9.3 respectivamente. Además, es importante resaltar que en el transporte público el paciente normalmente irradiará a más miembros del público, aumentando la dosis colectiva.

Tomando como referencia la ciudad de Montería se pudo observar una situación diferente para un caso particular del transporte privado, en el cual un mismo transportista (moto taxi) puede estar expuesto hasta 20 minutos a 10 cm de distancia con paciente administrado con radiofármacos. En la Tabla 18 se puede evidenciar tal situación que permite evaluar las dosis si este contacto fuera repetitivo, como es el caso de moto taxis que se ubican en la bahía que se encuentra a pocas cuadras del servicio y que podrían transportar a más de un paciente por semana.

A pesar que las dosis mostradas en la Tabla 18 para esta situación, son mayores para el caso de perfusión miocárdica P1 y Rastreos, analizaremos la situación más a fondo para gammagrafías óseas, por ser estas últimas con las que hay más probabilidad de repetir la interacción en el mes. En este orden de ideas, si consideramos la situación en la cual un mismo conductor (mototaxi) transporta a 7 pacientes por mes (de gammagrafía ósea), entonces las dosis anuales serían de 1.1 mSv, lo cual superaría la dosis para el público. En el caso particular del servicio de medicina nuclear de Montería se deben incluir dentro de las

recomendaciones al finalizar el estudio, la prohibición de regresar a casa en este tipo de transporte.

Por otro lado, las dosis recibidas por un compañero de trabajo, suponiendo que el paciente acudiera inmediatamente a trabajar tras la realización de la prueba, son de 0.11mSv (perfusión miocárdica P1), seguido de los rastreos y gammagrafía con octreotide cuyos valores fueron de 0.062 y 0.045 mSv respectivamente y menor en otros escenarios considerados en este trabajo.

De los contextos considerados en la Tabla 18, el escenario en el que un miembro del público puede recibir una mayor dosis corresponde al contacto de tipo familiar en la vivienda, ya que puede recibir hasta 0.91 mSv en el caso de interacción con pacientes que se le realizaron rastreos con I-131, o 0.59 mSv si el estudio fue una perfusión miocárdica cuando se le ha realizado el estudio en protocolo de 1 día. Esto es debido en el caso de los rastreos al largo tiempo de vida media del I-131 con respecto al Tc-99, y en el caso de la perfusión miocárdica, la tasa de dosis a la salida es mayor en comparación con los otros estudios diagnósticos, y que además en el contacto de tipo familiar los tiempos de interacción son mayores en contraste con otros escenarios, aquí tratados.

5.2 Dosis recibidas debido al contacto con pacientes sometidos a tratamientos con I-131.

La evaluación de las dosis del personal del público en este caso se ha realizado para dos circunstancias específicas. La primera de ellas, para pacientes que se les realizaron terapias de hipertiroidismos (actividad máxima de 30mCi) que son ambulatorios, y, la segunda para pacientes cuyo tratamiento corresponde a un cáncer diferenciado de tiroides (dosis de hasta

200mCi de I-131) y que dependiendo de la actividad administrada, deben ser hospitalizados por unos o dos días para garantizar la protección radiológica en los primeros días que son los más críticos en cuanto a exposición del público, dada la vida media del I-131.

En este sentido, en la Tabla 19 se presenta para cada uno de los tipos de terapia, los valores de las medidas de la tasa de equivalente de dosis ambiental medida a 1m, el número de datos tomados para cada actividad administrada y si aplica, o no, hospitalización.

Tabla 19. Datos referentes a terapias de hipertiroidismo y cancer de tiroides

Tipo de Terapia	N datos	Actividad Administrada mCi	Promedio $\dot{H}^* 10(\text{uSv/h})$	N días hospitalizado
Terapias de hipertiroidismo	5	15	40± 3.2	NA
	3	18	35± 3.5	NA
	4	20	46± 5.0	NA
	8	30	60± 4.8	NA
Terapias de cáncer de tiroides	30	50	15.8± 1.9	1
	1	70	19± 1.9	1
	185	100	20± 2.8	1
	10	120	26.9± 2.1	1
	73	150	11.3± 0.9	2
	61	200	13.5± 1.0	2
	3	250	16,8± 1.3	2

Se puede evidenciar que la tasa de equivalente de dosis ambiental medida al momento de dar de alta a los pacientes es mucho mayor para las terapias de hipertiroidismo, que para las terapias de cáncer de Tiroides, y esto se debe a que estas últimas los pacientes permanecen por uno o dos días hospitalizados, tiempo en el cual eliminarían gran parte del porcentaje del I-131 que es administrado al paciente. Se puede ver también, que la tasa de dosis más alta

corresponde a las terapias de hipertiroidismo de 30 mCi con un valor de 60 $\mu\text{Sv/h}$ y la menor para la terapia de cáncer de tiroides administradas con 150 mCi (que se ha hospitalizado por un día), para la cual el valor de tasa de dosis es 11.3 $\mu\text{Sv/h}$.

De igual forma, los datos de la Tabla 19, permiten evaluar las dosis al público en las circunstancias de transporte durante el retorno a casa y de tipo familiar como se describe en las secciones 4.5.2. Referente al tema del retorno a casa se ha evaluado las dosis para transporte privado a una distancia de un metro y con tiempo de contacto de 30 minutos, una hora y dos horas; estas se muestran en la Tabla 20. Para ello se ha tenido en cuenta el tiempo de vida media física del radionúclido (I-131) debido a la improbabilidad de eliminación biológica durante el transporte. Como era de esperarse las dosis impartidas son máximas para el caso de contacto con pacientes administrados con 30 mCi, siendo de 25.2 μSv para contacto durante 30 min, 50.3 μSv para 1 hora y 100.4 μSv para 2 horas. Estos resultados muestran que las dosis recibidas por el conductor del transporte privado no supera el límite de dosis efectiva al público establecida en la normativa colombiana (Resolución 18-1434 de 2012).

Tabla 20. Dosis efectiva para personas que están en contacto con pacientes administrados con I-131 para tratar el hipertiroidismo y Ca de tiroides durante el retorno a casa.

Prueba	Actividad	Dosis efectiva (μSv)		
		Transporte privado 30 min (1 m)	Transporte privado 1 h (1 m)	Transporte privado 2 h (1 m)
Terapias de Hipertiroidismo	15	16.8	33.5	67.0
	18	14.7	29.3	58.6
	20	19.2	38.3	76.5
	30	25.2	50.3	100.4
Terapias de Ca de Tiroides	50	6.6	13.3	26.5
	70	8.0	15.9	31.8
	100	8.4	16.8	33.5
	120	11.3	22.6	45.1
	150	4.7	9.5	19.0
	200	5.7	11.3	22.6
	250	7.1	14.1	28.2

Se ha evaluado también el contacto familiar en el caso de que el paciente permaneciera durante las horas de sueño a un metro de distancia (compartiendo la habitación), en los siguientes 15 días posteriores de la ingesta del I-131, situación que es posible si el paciente no sigue debidamente las recomendaciones del servicio de medicina nuclear. Esta situación fue analizada con los datos de tasa de dosis de los pacientes tratamos para el hipertiroidismo (30mCi) y Ca de tiroides (120mCi), por ser los que tenían un mayor valor de $H^*(10)$ al momento de dar de alta como se ve en la tabla 19.

Para la determinación de la dosis efectiva, se tuvo en cuenta que este radionúclido es atrapado con rapidez por la tiroides y es eliminado por el cuerpo humano en un plazo relativamente corto por desintegración radiactiva y excreción metabólica; “la cantidad total de yodo radiactivo se reduce a la mitad de su valor inicial (vida media efectiva) dependiente

del estado de enfermedad: 1 día en el caso del cáncer de tiroides y la extirpación total del tejido tiroideo, 4-5 días en el hipertiroidismo” (Di Trano, et al. 2002); estos resultados se muestran en la Tabla 21 y el **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.**

Tabla 21. Dosis efectiva para interacción de tipo familiar en la vivienda de pacientes que han sido administrados con I-131 para tratar el hipertiroidismo (30mCi) y Ca de Tiroides (120mci)

Nº días	Dosis efectiva (μ Sv) tipo Familiar	
	Terapias de Hipertiroidismo	Terapias Ca de Tiroides
1	393.0	161.6
2	336.9	80.8
3	288.8	40.4
4	247.6	20.2
5	212.3	10.1
6	182.0	5.0
7	156.0	2.5
8	135.5	1.3
9	116.1	0.7
10	99.5	0.3
11	85.3	0.2
12	73.2	0.1
13	62.7	0.0
14	53.8	0.0
15	46.1	0.0
Total μ Sv	2488.9	323.4
Total mSv	2.5	0.3

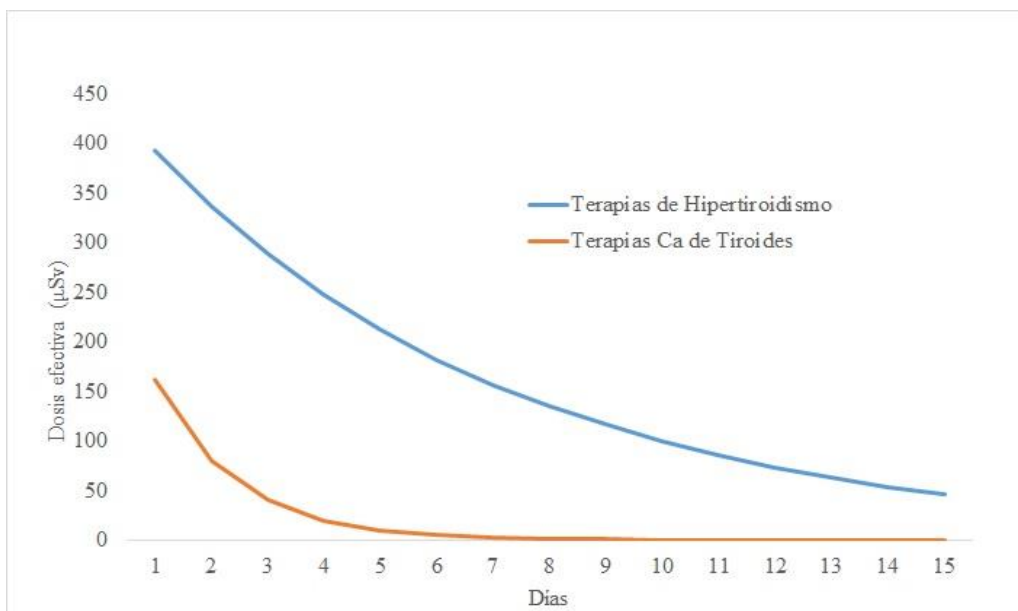


Figura 20: Variación de la dosis efectiva por interacción de tipo familiar en la vivienda con pacientes que han sido administrados con I-131 para tratar el hipertiroidismo (30mCi) y cáncer de Tiroides (120mCi).

Con los resultados de la Tabla 21 y el **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.** se puede evidenciar que el ritmo de disminución de las dosis recibidas por contacto de tipo familiar es mayor para el cáncer de tiroides, que para al hipertiroidismo. Esto se sustenta, precisamente, en los diferentes tiempos de eliminación biológica del I-131 para cada tipo de terapia.

Las dosis efectivas totales recibidas por el familiar debido a la interacción durante los 15 días en las circunstancias ya descritas, para el caso del contacto con pacientes tratados para el hipertiroidismo fue de 2.5 mSv, mientras que la dosis por contacto con pacientes intervenidos por cáncer de tiroides fue de 0.3 mSv. Con estos resultados se puede ver que la interacción tipo familiar por el contacto con pacientes de hipertiroidismo puede superar las

dosis público, sin embargo, no sobrepasa el valor establecido para familiares que asisten a pacientes administrados con radiofármacos, como bien lo establece la Comisión Internacional de Protección Radiológica en su publicación 103 “Para los individuos directamente implicados en el cuidado y el confort, que no sean niños pequeños o bebés, es razonable una restricción de dosis de 5 mSv por episodio” (ICRP, 2007).

No obstante, estos resultados solo se han considerado las dosis por radiación externa, por lo que compartir la habitación con pacientes administrados con I-131 requeriría de cuidados específicos para evitar la contaminación de los elementos que habitualmente tendrían contacto con el familiar y que podrían ocasionar un incremento en las dosis recibidas por este. En este caso se debe tener en cuenta que el hecho de compartir la habitación debe darse solo, en casos excepcionales en que la familia no cuente con otra habitación o el paciente requiera acompañamiento de tipo familiar.

6. Conclusiones

Una vez terminado el proceso de recolección y análisis de los datos con los cuales se buscaba determinar la dosis efectiva que reciben los miembros del público debido al contacto con un paciente que se ha sometido a una prueba diagnóstica y/o terapéutica de medicina nuclear, se puede concluir lo siguiente:

- ✓ Los estudios con mayor número de información fueron las gammagrafías óseas y perfusión miocárdica, ya que son los estudios realizados con mayor regularidad en las instituciones de medicina nuclear analizadas, y corresponden a las pruebas en las cuales se les administra mayor actividad del radiofármaco e imparten los máximos valores de tasa de dosis a las distancias de 0.1 m, 0.5 m, y 1 m.
- ✓ Fue posible determinar las dosis que recibe un familiar de paciente en condición de discapacidad, o niño, si este siguiera a la sala de pacientes inyectados durante el tiempo de incorporación del radiofármaco, encontrado que la posición donde se ubique este familiar influye sobre la cantidad de dosis recibida, siendo la posición en medio de dos pacientes administrados, la que representa mayor exposición.
- ✓ El enfermero que acompaña a pacientes hospitalizados en la sala de camillas podría recibir una dosis que superaría el límite de dosis para el público, si asiste durante 4 horas seguidas a un paciente de gammagrafías óseas, a una distancia de 50 cm, y repite esta situación 12 veces al año. Sin embargo, las dosis se reducen de manera importante cuando la distancia entre paciente y el personal de enfermería es de 1 metro.

- ✓ Para el caso del cardiólogo, los datos analizados mostraron que las dosis anuales que recibe el especialista, si atendiera a 30 pacientes por mes, independientemente del tipo de protocolo (1 o 2 días) o brazo en donde se inyecte el radiofármaco, y en las condiciones planteadas para este trabajo, no sobrepasaría el límite de dosis para el público. Por lo tanto, se puede considerar como miembro del público.

- ✓ Para los escenarios ocurridos fuera de la institución se encontró que si un paciente en lugar de permanecer en la sala de pacientes administrados, acude a una cafetería o a un restaurante, la irradiación producida a terceros puede ser 3 veces mayor que si dicha actividad se realiza una vez finalizada la prueba diagnóstica.

- ✓ Referente al transporte, los resultados muestran que el uso del transporte privado en lugar del público o moto taxi reduciría de manera importante la dosis recibida por terceros. Además, en el transporte público el paciente normalmente irradiará a más miembros del público, aumentando la dosis colectiva, y en el caso particular de la moto taxi se superaría el límite de dosis para el conductor.

- ✓ En el escenario en el que un miembro del público se ve mayormente expuestos, una vez que se abandona el servicio de medicina nuclear, corresponde al contacto de tipo familiar en la vivienda, siendo más notorios los casos de interacción con pacientes a los que se les ha realizado pruebas de rastreos con I-131 o Perfusión Miocárdica en protocolo de 1 día.

- ✓ Respecto a la interacción con pacientes a los cuales se les realizó terapias haciendo uso de I-131, se determinó para el caso del transporte, que las dosis recibidas por el conductor (transporte privado), no supera el límite de dosis para el público durante el retorno a casa, inclusive para el caso de contacto con pacientes administrados con 30 mCi que poseían las tasas de dosis máximas al darle de alta. Por otro lado, la evaluación de las dosis efectivas totales recibidas por el familiar debido a la interacción durante los 15 días siguientes, es mucho menor cuando el contacto se da con paciente de cáncer de Tiroides que de hipertiroidismo. Para este último, se pudo observar que se supera la dosis público, sin embargo, no sobrepasa el valor establecido por el ICRP (5 mSv) en este tipo de casos.

- ✓ Finalmente, la evaluación de las dosis recibidas por terceros debido al contacto con pacientes administrados con fines diagnósticos y terapéuticos en medicina nuclear mostraron que existen circunstancias en las que determinados miembros del público reciben dosis injustificadas que pudieran superar la dosis público; y aunque en algunos escenarios esta dosis no es superada, el análisis de la misma, permite la optimización de la protección radiológica buscando siempre la reducción de dosis.

7. Medidas de protección radiológica (Recomendaciones)

Los servicios de medicina nuclear deben establecer protocolos de protección radiológica en los cuales se tengan en cuenta que la manera de programar y de realizar los procedimientos diagnósticos y/o terapéuticos podría influir en las dosis que van a ser recibidas por el personal del público. Por ello se recomienda de manera enfática en la concientización del paciente y su acompañante sobre el aislamiento que debe tener con terceros, sobre todo niños y mujeres embarazadas y evitar dormir acompañado la noche del estudio.

De igual forma, se debe garantizar que los pacientes no asistan a cafeterías o restaurantes en los tiempos de incorporación del radiofármaco. Y que el medio de transporte, sea preferiblemente, transporte privado con el fin de minimizar las dosis colectivas.

En el contexto asistencial de los servicios de medicina nuclear se recomienda que los pacientes con discapacidad sean programados solos o tengan prioridad al momento de la atención, para reducir los tiempos de permanencia en la sala de pacientes administrados, de las personas que los acompañan para asistirlos.

En la misma medida, y para garantizar la protección del personal de enfermería externo, que asiste a pacientes hospitalizados, se deben tener registros de ingreso y permanencia en la sala de pacientes en camilla que permitan evaluar las dosis recibidas por estos y verificar que estos no sobrepasen los límites de dosis para públicos.

Por último, y en relación con la dosis recibida por el cardiólogo se sugiere que para realizar la prueba de esfuerzo se debe inyectar al paciente del lado contrario al cardiólogo, y que, en protocolo de un día se debe hacer el test de esfuerzo antes que el de reposo, pues esto reduciría las dosis recibidas por el especialista.

8. Bibliografía

- Álvarez García, C. (2016). Normativa en Protección radiológica. En A. Brosed Serreta (Ed.), *Fundamentos de Física Médica* (Vol. Protección radiológica hospitalaria). Sociedad Española de Física Médica.
- Bushberg, J. T., Seibert, J. A., Leidholdt, E. M., & Boone, J. M. (2012). *The Essential Physics of Medical Imaging* (3ra ed.). Philadelphia: Lippincott Williams & Wilkins.
- Di Trano, J., Rojo, A., Kunst, J., Saule, F., & Ponce, L. y. (2002). *Revisión de la protección radiológica en medicina nuclear y análisis de nuevas técnicas médicas*. Buenos Aires- Argentina: Autoridad Regulatoria Nuclear. Recuperado el 15 de 02 de 2019, de https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/33/070/33070592.pdf
- Hernández Falcón, D., Marrero Riverón, L. O., & Ledea Lozano, O. (2012). Empleo de la medicina nuclear y las técnicas de imágenes en las afecciones del sistema óseo. *Revista Cubana de Ortopedia y Traumatología*, 26(2), 190-212.
- IAEA. (2018). *Radiation Protection and Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation. Specific Safety Guide No. SSG-46*. IAEA.
- ICRP. (1986). *Radiation Protection of Workers in Mines. Publication 47* (Vol. 16). The International Commission on Radiological Protection.
- ICRP. (1991). *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 60*. . The International Commission on Radiological Protection.

- ICRP. (1996). *Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. Publication 74*. The International Commission on Radiological Protection.
- ICRP. (2007). *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Publication 103*. Madrid: The International Commission on Radiological Protection. Recuperado el 27 de 10 de 2018, de http://www.icrp.org/docs/P103_Spanish.pdf
- ICRP. (2010). *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. Publication 116*. (Vol. 40). Recommendations of the International Commission on Radiological Protection.
- ICRP. (2012). *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. Publication 119* (Vol. 41). The International Commission on Radiological Protection.
- International Commission on Radiation Units and Measurements. (1992). *ICRU Report 47. measurement of dose equivalents from external photon and electron radiations*. ICRU.
- International Commission on Radiation Units and Measurements. (1992). *Report 46. Photon, Electron, Proton and Neutron Interaction Data for Body Tissues* (Vol. 24). ICRU.
- International Commission on Radiation Units and Measurements. (1993). *Report 51: Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry* (Vol. 26). ICRU.
- International Commission on Radiation Units and Measurements. (1998). *Report 60. Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation*. (Vol. 32). ICRU.

- International Commission on Radiation Units and Measurements. (2011). *Report 85. Fundamental quantities and units for ionizing radiation* (Vol. 11). ICRU.
- Knoll, G. F. (2010). *Radiation Detection and Measurement* (4ta ed.). Estados Unidos: John Wiley & Sons, Inc.
- Moran, V., Prieto, E., García, B., Barbés, B., Ribelles, M., Richetr, J., & Martí, J. (2015). *Dosis de radiación producida por los pacientes durante la incorporación del radiofármaco en las pruebas diagnósticas de medicina nuclear*. España.
- Núñez, M. (2008). *Efectos Biológicos de las Radiaciones - Dosimetría*. Montevideo - Uruguay: Escuela Universitaria de Tecnología Médica.
- Podgorsak, E. (2005). *Radiation oncology physics: a handbook for teachers and students*. Viena: Technical Editor.
- Powsner, R. A., Palmer, M. R., & Powsner, E. R. (2013). *Essentials of Nuclear Medicine Physics and Instrumentation* (3ra ed.). John Wiley & Sons, Ltd.
- Saha, G. (2013). *Physics and radiobiology of nuclear medicine*. USA: Springer. OH.
- Setoain Perego, X., & Pavía Segura, J. (2014). Fundamentos de la Medicina nuclear. En A. Brosed Serreta (Ed.), *Fundamentos de Física Médica* (Vol. 6). ADI.

Anexos

Anexo 1: Formato de para encuestar a los pacientes

 <p style="font-size: small;">Pontificia Universidad JAVERIANA Bogotá</p>	<p>Evaluación de dosis al público derivadas del uso de radiofármacos en pruebas diagnósticas y terapéuticas de medicina nuclear</p> <p>Pontificia Universidad Javeriana Facultad de Ciencias Maestría en Física Medica</p>
Formato para recolectar información de los pacientes	
<p>ID del Paciente: _____</p> <p>Tipo de procedimiento: _____ Día _____ Hora _____</p> <p>Lugar de vivienda _____ Teléfono _____</p>	
Género	M _____ F _____
Edad	_____
Talla	_____
Peso	_____
Tipo de transporte para el retorno a casa	Privado _____ Público _____ Tiempo de retorno _____
Atención especial para su asistencia	Familiar _____ Profesional (Personal de Enfermería) _____
Comparte la habitación	Sí _____ No _____ ¿con cuántas personas? _____
Hospitalizado	Sí _____ No _____

Anexo 2. Ejemplo de cálculo de dosis.

Para calcular las dosis recibidas debido al contacto con un paciente administrado con radiofármacos, partiremos de la suposición de que a un determinado paciente administrado con Tc99m-MDP se le ha medido la tasa de dosis a 0.1, 0.5 y 1m de distancia al finalizar la prueba diagnóstica (datos mostrados en la tabla a continuación), y se quiere saber que dosis recibe su acompañante por permanecer las siguientes 6 horas a un metro de distancia y por compartir la cama en las 8 horas siguientes durante horas de sueño a 10cm.

1m	0,5m	0,1m
7,1	16,3	52,3

1. Con los valores ya medidos de la tasa de equivalente de dosis ambiental a 1m y 10cm, se calcula la dosis equivalente ambiental en el tiempo de contacto correspondiente, integrando la ley de decaimiento radiactivo en el tiempo, como se muestra a continuación.

$$\begin{aligned} D &= \int_0^6 7.1 * e^{\frac{-\ln 2 t}{6.02}} . dt + \int_6^{14} 52.3 * e^{\frac{-\ln 2 t}{6.02}} . dt \\ &= \frac{6.02}{\ln 2} * 7.1 * e^{\frac{-\ln 2 * 0}{6.02}} \left[1 - e^{\frac{-\ln 2 (6)}{6.02}} \right] + \frac{6.02}{\ln 2} * 52.3 * e^{\frac{-\ln 2 * 6}{6.02}} \left[1 - e^{\frac{-\ln 2 (8)}{6.02}} \right] \\ &= 168,37 \mu\text{Sv} \end{aligned}$$

2. Para convertir la magnitud dosis equivalente ambiental a dosis efectiva se deben combinar los factores mostrados en las tablas 6 y 7, como se muestra en la Tabla 12, en donde se puede ver que los factores para energías entre 80 y 400 KeV, varían entre 0,83 y 0,84; se puede deducir, entonces, que para energías intermedias (caso particular del radionúclido de interés, Tc-99m), el factor se debe encontrar en este rango; desde un punto de vista conservador usaremos 0,84. El resultado de la dosis será entonces $141.1\mu\text{Sv}$,

La importancia del análisis para la evaluación de seguridad del servicio de medicina nuclear radica en la información de exposición del público en caso de no instruir adecuadamente a los pacientes en respecto a las precauciones que debe tener para no impartir dosis indebidas a sus familiares.

Anexo 3. Notas Aclaratorias.

Tipo de estudio

Este trabajo se consideró un estudio prospectivo porque cuando se inició el estudio, la mayoría de los datos, como las tasas de equivalente de dosis ambiental $\dot{H}^*(10)$ desde el paciente no se habían recolectado para los casos específicos de las instituciones analizadas en el trabajo, además porque los parámetros de exposición se construyeron a partir de la información dada por los pacientes en el formato mostrado en el anexo 1.

Es importante señalar que los parámetros de exposición, como por ejemplo las actividades que acostumbran hacer los pacientes post administración, el tipo y tiempos de transporte para el retorno a casa varían dependiendo de parámetros culturales y hábitos propios de cada país, ciudad y región y de ahí la importancia de un análisis puntual. En este mismo sentido se considera retrospectivo debido a que se usaron registros ya existentes en algunos servicios antes de dar inicio al estudio.

Estadística

Referente a la estadística fue importante tener en cuenta que las gammagrafía óseas representan el mayor número de datos obtenidos en el estudio, pero también es en el cual, los tiempos de permanencia en los servicios son más variables y estos retardos influyen de manera importante en las tasa de dosis al finalizar el estudio, por ello para este caso los datos tomados se clasificaron en función de los tiempos de retardos y los promedios se realizaron para aquellos que son más probables dentro de los servicios estudiados y por lo tanto de los cuales se tenía mayor información, que corresponden al 70% de la muestra analizada.

Además se descartaron los valores de tasas de dosis medidas con tiempos de retardos mayores de 4 horas, debido a la pequeña muestra en este rango de tiempos. Es importante recalcar que este análisis se realiza para evaluar las dosis en circunstancias específicas en la que se podrían presentar situaciones repetitivas con pacientes, por lo cual, el promedio de datos representaría un método de análisis adecuado.

En la tabla 19 y la del anexo 4, se muestra el promedio de las tasas de dosis y su correspondiente desviación estándar en aplicación terapéuticas y diagnósticas respectivamente, de donde se observa que la desviación estándar relativa se encuentra entre el 6 y 20%, lo cual se considera aceptable teniendo en cuenta que en general las variables estudiadas no siguen una distribución normal, pues las características de los pacientes como peso y talla pueden variar de manera importante entre un paciente y otro y además influir en la medida de las tasas de dosis

Anexo 4. Tasa de tasa de equivalente de dosis ambiental (\dot{H}^*10) proveniente de pacientes administrados con fines diagnósticos

Nro. de Ptes.	PRUEBA	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$) \pm Desviación Estándar					
		Tras la administración			Finalizado el Estudio		
		1 m	0.5 m	0.1 m	1 m	0.5 m	0.1 m
210	Gammagrafía Ósea	21.9 \pm 3.7	55.6 \pm 6.7	233.2 \pm 42.0	7.1 \pm 1.4	16.3 \pm 3.3	52.4 \pm 8.9
7	Perfusión Miocárdica (reposo-esfuerzo*) P1	31.3 \pm 4.1	71.7 \pm 3.9	286.7 \pm 41.2	25.1 \pm 3.9	65.4 \pm 4.3	229.3 \pm 40.8
7	Perfusión Miocárdica (esfuerzo-reposo **) P1	21.9 \pm 5.3	49.4 \pm 12.9	217.1 \pm 48.7	20.7 \pm 4.8	53.7 \pm 12.5	215.0 \pm 41.3
23	Perfusión miocárdica (Esfuerzo) P2	12.7 \pm 2.2	29.0 \pm 5.5	93.5 \pm 17.7	10.0 \pm 1.4	22.0 \pm 3.9	69.1 \pm 13.1
30	Perfusión miocárdica (Reposo) P2	10.5 \pm 1.6	27.7 \pm 5.3	117.3 \pm 22.3	9.0 \pm 1.6	21.3 \pm 3.6	86.3 \pm 16.4
8	Gammagrafía Paratiroides	14.8 \pm 0,6	40.7 \pm 5.8	163.4 \pm 10	6.9 \pm 0.6	17.5 \pm 1.2	68.8 \pm 2.0
5	Gammagrafía Pulmonar	-	-	-	4.7 \pm 0.9	11.3 \pm 1.6	77.4 \pm 14.7
15	Gammagrafía de Tiroides	3.4 \pm 0.5	9.7 \pm 1.4	41.8 \pm 8.1	-	-	-
4	Gammagrafía con Galio	3.8 \pm 0.8	9.9 \pm 0.7	47.3 \pm 0.7	3.8 \pm 0.8	8.9 \pm 0.8	43.0 \pm 0.9
3	Gammagrafía Octreotide	34.4 \pm 3.1	86.0 \pm 6.0	376.0 \pm 22.6	10.3 \pm 0.6	25.8 \pm 2.6	111.8 \pm 13.4
3	Hepatobiliar	8.9 \pm 0.9	25.8 \pm 3.0	94.6 \pm 13.8	8.5 \pm 1.4	19.3 \pm 3.5	73.1 \pm 7.1
15	DMSA	3.1 \pm 0.6	9.9 \pm 1.8	60.2 \pm 10.8	1.6 \pm 0.3	5.2 \pm 0.9	26.5 \pm 5.0
14	Renogramas Diuréticos DTPA	-	-	-	1.4 \pm 0.3	4.5 \pm 0.8	18.6 \pm 3.5
20	Captaciones	0.5 \pm 0.1	1.6 \pm 0.3	9.5 \pm 1.5	-	-	-
4	Rastreo	10.3 \pm 1.0	25.8 \pm 2.0	172.0 \pm 10.3	-	-	-

*: Se ha realizado reposo previamente; **: No se ha realizado reposo; P1: Protocolo de un día; P2: Protocolo de dos días

