

REVISTA

5

**IAN**

# INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES



Diciembre de 2021 | ISSN Impreso: 2590-7468



# INVESTIGACIONES Y APLICACIONES NUCLEARES

*Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*  
Núm. 5, 2021  
Periodicidad anual  
ISSN impreso: 2590-7468  
ISSN digital: 2711-1326  
Página web: <https://revistas.sgc.gov.co/index.php/invapnuclear>  
Servicio Geológico Colombiano

Oscar Paredes Zapata  
Director general

M.ª Esperanza Castellanos  
Editora Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Mario Andrés Cuéllar  
Director de Geociencias Básicas

Marta Lucia Calvache Velasco  
Directora de Geoamenazas

Gloria Prieto Rincón  
Directora de Recursos Minerales

Hernán Olaya Dávila  
Director de Asuntos Nucleares

Humberto Andrés Fuenzalida  
Director de Hidrocarburos

Hernando Camargo  
Director de Laboratorios

Victoria Díaz  
Directora de Gestión de Información

## COMITÉ EDITORIAL INSTITUCIONAL

Juan Guillermo Ramírez  
Presidente

Integrantes  
Virgilio Amarís  
Viviana Dionicio  
Teresa Duque  
Julián Escallón  
Armando Espinosa  
Constanza Martínez

COMITÉ EDITORIAL  
Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares

Ovidio Almanza  
Universidad Nacional de Colombia  
Bogotá – Colombia

David Leonardo Alonso  
Instituto Nacional de Salud  
Bogotá – Colombia

Patricia Bedregal  
Instituto Peruano de Energía Nuclear  
Lima – Perú

Mauricio Bermúdez  
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia  
Sogamoso – Colombia

Héctor Fabio Castro Serrato  
Universidad Nacional de Colombia  
Bogotá – Colombia

Niurka González Rodríguez  
Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones  
La Habana – Cuba

Charles Grant  
University of the West Indies  
Kingston – Jamaica

Florencia Malamud  
Universidad Nacional de San Martín  
Buenos Aires – Argentina

Segundo Agustín Martínez Ovalle  
Universidad Pedagógica y Tecnológica de Colombia  
Tunja – Colombia

Víctor Manuel Pabón  
Universidad Distrital Francisco José de Caldas  
Bogotá – Colombia

Guillermo Parrado Lozano  
Servicio Geológico Colombiano  
Bogotá – Colombia

Rita Plá  
Centro Atómico Ezeiza  
Buenos Aires – Argentina

José Antonio Sarta  
Pontificia Universidad Javeriana  
Bogotá – Colombia

Luz Stella Veloza  
Universidad Nacional de Colombia  
Bogotá – Colombia

Corrección de estilo en español  
Fernando Carretero

Corrección de estilo en inglés  
Peerwith

Diseño y diagramación  
Diana Paola Abadía  
Leonardo Cuéllar

Editora general  
Carolina Hernández

Incluida en los siguientes índices y bases de datos:

REDIB  
DOAJ  
Sherpa Romeo  
Google Scholar

Imagen de cubierta  
Adobe Stock  
Esta obra está bajo licencia internacional  
Creative Commons Reconocimiento 4.0



Servicio Geológico Colombiano  
Diciembre de 2021

## Contenido

- 3      **Editorial**
- 5      **Ajustes metodológicos desarrollados durante los ejercicios de intercomparación para la determinación de emisores gamma en muestras ambientales**  
Development of methodological modifications during intercomparison exercises to detect gamma emitters in environmental samples  
Giovanni Vela, Fernando Mosos y Leidy Tatiana Ávila
- 14     **Proposal to correct for the effect of background and density in the determination of gamma emitters using sodium iodide detectors**  
Propuesta para corregir el efecto del fondo y la densidad en la determinación de emisores gamma empleando detectores de yoduro de sodio  
Ana Milena Velásquez, Fernando Mosos y Giovanni Vela
- 26     **Determinación de polonio – 210 (<sup>210</sup>Po) en alimentos y agua: una revisión (2014-2019)**  
Determination of polonium - 210 (<sup>210</sup>Po) in food and water: a review (2014-2019)  
Nataly Rocío Barbosa González y Jaidith Marisol Ramos Rincón
- 44     **Niveles de radiación ambiental en radiología intervencionista en el Instituto Nacional de Cancerología**  
Ambient radiation levels for interventional radiology procedures performed at the National Cancer Institute  
Daniel Agudelo, Lady García y Karen Carrillo
- 54     **Estudio de los requerimientos de blindaje para aceleradores lineales con haces sin filtro aplanador en modalidad IMRT**  
Study of shielding requirements for linacs with flattening filter-free beams used in IMRT techniques  
Angelo Albano Reyes Carvajal y María Esperanza Castellanos
- 66     **Verificaciones remotas, una alternativa a las inspecciones: estudio de caso en el uso de medidores nucleares en una refinería**  
Remote verification as an alternative to inspection: A case study on the use of nuclear gauges in a refinery  
Andrea Sánchez Galindo, Yonatan Zuleta Ochoa, Juan Guillermo Ramírez González y Carolina Osorio Castrillón

84	<b>Determinación de los niveles de referencia de dosis a (DRL) para diagnóstico de baja y media complejidad en Servicios Especiales de Salud Hospital Universitario de Caldas de Colombia (SES-HUC)</b> Determination of the diagnostic dose reference level (DRL) for low and middle complexity procedures at the SES Caldas University Hospital Estefanía Amaya Ríos y Erika Muñoz Arango
99	<b>Evaluación del desempeño de tres dispositivos dosimétricos para el control de calidad paciente específico en radiocirugía</b> Performance assessment of three dosimetric devices for patient-specific quality control in radiosurgery Andrés F. Limas Montaña y Jorge E. Muñoz-Bravo
109	<b>Política editorial</b>

Las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y atómica han representado en el último siglo un gran reto para la humanidad. Se conocen los riesgos que la radiación ionizante implican para los seres humanos, pero también se han identificado sus beneficios en campos como el diagnóstico y tratamiento de pacientes, única opción en muchos casos de la atención médica, y aplicaciones en industria e investigación, una alternativa costo-efectiva y, en algunos casos, también única. Adicionalmente, la radiactividad natural y posibilidad de contaminación radiactiva en agua, alimentos y vertimientos, así como como las aplicaciones en geocronología están presentes en la agenda del control del riesgo radiológico y de la investigación.

La Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR), en sus publicaciones *ICRP103* e *ICRP138*, actualiza y fundamenta el Sistema de Protección Radiológica, que organismos internacionales y nacionales de control, instituciones e individuos –relacionados con la investigación y aplicación de la energía nuclear y atómica– deben tener como principio fundamental de su quehacer. Como bien lo señala la CIPR, la protección radiológica se basa en el conocimiento científico, en consideraciones éticas y en la experiencia práctica, y corresponde a todos los actores arriba señalados, trabajar permanentemente en pro de la mejora de esas tres componentes.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Organización Mundial de la Salud (OMS), entre otras instituciones internacionales, realizan un trabajo permanente con los países para que las reglamentaciones nacionales se actualicen y consoliden, en el ámbito del control y las consideraciones éticas, pero también con la academia y las instituciones para fortalecer la formación de recurso humano y las capacidades técnicas locales, en los ámbitos del conocimiento científico y la experiencia práctica.

Ese ha sido el caso de Colombia: nuevas reglamentaciones nacionales se han convertido en realidad, después de años de esfuerzo tanto en el sector energía como en el sector salud; se forma, al más alto nivel, recurso humano especializado en física nuclear, física médica, física radiológica y protección radiológica, necesario para garantizar la implementación de esas reglamentaciones; se conforman sociedades profesionales científicas, ganando espacios y visibilidad; la formación continua del recurso humano especializado en las aplicaciones de la radiación ionizante se acepta como una responsabilidad legal de las instituciones y las personas; las instituciones y universidades investigan, adoptan y caracterizan nuevas tecnologías, e instituyen protocolos y procedimientos basados en el Sistema de Protección Radiológica.

Todos estos avances se ven reflejados en los artículos publicados en la *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, que llega a su quinto año de vida. Investigadores y profesionales especializados de universidades, instituciones y hospitales, se han unido a los investigadores del Servicio Geológico Colombiano para socializar sus trabajos en esta, nuestra revista, única publicación periódica especializada en el campo.

En este número 5, podemos identificar tres líneas de trabajo. La primera está relacionada con el fortalecimiento de las capacidades técnicas de laboratorios del Servicio Geológico Colombiano para la identificación y la cuantificación de emisores gamma en muestras ambientales, y con el estudio de la presencia de contaminación por polonio en agua y alimentos, este último resultado de una revisión realizada por un grupo de la academia.

La segunda incluye tres trabajos sobre niveles ambientales en instalaciones que realizan prácticas con fuentes artificiales, tanto en el campo médico como industrial: el estudio de niveles ambientales en una sala de radiología intervencionista; la investigación de parámetros de cálculo de blindaje para un búnker de radioterapia, considerando las nuevas tecnologías que se introducen en ese campo; y finalmente, el análisis de una solución de control remoto a una instalación industrial con fuentes radiactivas para el control de procesos.

La tercera línea corresponde a dos trabajos propios de las responsabilidades de los físicos médicos en hospitales: determinación de dosis en pacientes en procedimientos diagnósticos de baja y media complejidad, e investigación de tecnologías y procedimientos para el control de calidad paciente específico en radioterapia moderna.

La revista cumple así su objetivo de divulgación del conocimiento científico relacionado con los usos pacíficos de la ciencia y tecnología nucleares, en los diferentes campos de aplicación, y se consolida como ventana de socialización de trabajos de investigación y desarrollo de nuevos talentos y grupos reconocidos.

El Comité Editorial agradece a los investigadores y académicos, nacionales e internacionales, que nos apoyaron con la revisión por pares de los artículos enviados para publicación en este número. Su compromiso y aporte científico son fundamento de la mejora continua y el cumplimiento de la política editorial de la *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*.

**M.<sup>a</sup> Esperanza Castellanos**

Editora

*Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*

# Ajustes metodológicos desarrollados durante los ejercicios de intercomparación para la determinación de emisores gamma en muestras ambientales

*Development of methodological modifications during intercomparison exercises to detect gamma emitters in environmental samples*

Giovanni Vela<sup>1</sup>, Fernando Mosos<sup>1</sup>, Leidy Tatiana Ávila<sup>1</sup>

**Citación:** G. Vela Guzmán, F. Mosos y L. T. Ávila, “Ajustes metodológicos desarrollados durante los ejercicios de intercomparación para la determinación de emisores gamma en muestras ambientales”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 5-13, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.579>

## Resumen

El Laboratorio de Radiometría Ambiental (LRA) ha participado en los ensayos de aptitud realizados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) desde el año 2015, como parte de su proceso de aseguramiento de la calidad analítica para la técnica de espectrometría de rayos gamma. El presente trabajo da a conocer los resultados obtenidos por el LRA mediante la técnica de espectrometría de rayos gamma, durante sus seis años de participación, diferenciados según tipo de muestra y radionucleidos objeto de análisis. Se presenta la descripción de los criterios de calificación de los ensayos de aptitud entre laboratorios y su relación con la validación del método, así como las mejoras implementadas para garantizar la validez de los resultados.

**Palabras clave:** espectrometría de rayos gamma, ensayo de aptitud, validación del método, criterios de calificación, aseguramiento de la calidad analítica.

## Abstract

The Environmental Radiometry Laboratory (LRA in Spanish) has participated in proficiency tests carried out by the International Atomic Energy Agency (IAEA) since 2015 as part of an analytical quality assurance process. The results obtained by the LRA using the gamma-ray spectrometry technique over six years of participation are presented and classified

Revista Investigaciones y Aplicaciones  
Nucleares, 5, 5-13, 2021  
**Recibido:** 7 de mayo de 2021  
**Aceptado:** 5 de septiembre de 2021  
**Publicado en línea:** 28 de octubre de 2021  
**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.579>



Esta obra está bajo licencia internacional  
Creative Commons Reconocimiento 4.0.

<sup>1</sup> Dirección de Asuntos Nucleares, Servicio Geológico Colombiano, Bogotá, Colombia.  
Autor de correspondencia: Giovanni Vela, [gvela@sgc.gov.co](mailto:gvela@sgc.gov.co)

according to the type of sample and analyzed radionuclides. The qualification criteria used for the proficiency tests for the laboratories and how these criteria affected the validation of the method being tested are presented, along with a description of improvements that were implemented to guarantee the validity of the results.

**Keywords:** gamma-ray spectrometry, proficiency test, method validation, qualification criteria, analytical quality assurance.

## 1. Introducción

**E**l objetivo de este trabajo es ampliar metodológicamente los criterios de control interno y ajustar los parámetros operacionales que permitan tanto la determinación de bajas concentraciones de emisores gamma en matrices ambientales, como la identificación y cuantificación de radionucleidos por medio de una respuesta rápida. Para esto, se optimizó el tiempo de análisis, se mejoró el límite inferior de detección (LID) para los diferentes detectores del laboratorio, que se calificaron por medio de las herramientas estadísticas de evaluación de desempeño de los ejercicios de intercomparación en términos de reproducibilidad, el instrumento de cálculo MATLAB para la determinación matemática de las correcciones complejas del decaimiento radiactivo, y las correcciones a la eficiencia conforme la herramienta de simulación de Canberra Industries Laboratory Sourceless Calibration Software (LABSOCs).

La reproducibilidad y calidad de los resultados obtenidos en un laboratorio de ensayo se establecen conforme a aquellos derivados de los criterios de aceptación que califican la exactitud y precisión de la medición. La competencia del laboratorio se determina mediante la validación del método de ensayo, la participación en programas de ensayos de aptitud [1], el ajuste de los controles de calidad internos establecidos y la calificación de su sistema de calidad, basado en la norma internacional ISO-IEC 17025 [2]. Los resultados de desempeño en los ensayos de aptitud son considerados la actividad más concluyente para calificar la calidad de todos los procesos asociados al desarrollo del método de medición [3], [4].

El Laboratorio de Radiometría Ambiental (LRA) del Servicio Geológico Colombiano ha participado, desde el año 2015, en el programa de intercomparación de la red de laboratorios de ensayo para la medición de la radiactividad ambiental (ALMERA), orientado a la medición de muestras con un bajo contenido de radiactividad. Esta actividad ha permitido al LRA alcanzar la calidad requerida y las mejo-

ras significativas que demuestran la evolución asociada a su madurez metodológica a través de la evaluación de los datos analíticos.

## 2. Materiales y métodos

### 2.1. Detectores

Los sistemas de espectrometría empleados para el análisis de las muestras objetivo durante los diferentes ejercicios de intercomparación en los que ha participado el LRA se describen en la tabla 1.

### 2.2. Materiales de referencia certificados

Los materiales de referencia empleados para las calibraciones de energía en función del canal y de la eficiencia para cada uno de los detectores se presentan en la tabla 2.

### 2.3. Calibración de la eficiencia en función de la energía

Los criterios seleccionados para identificar la(s) causa(s) raíz de un resultado como *no satisfactorio* fueron:

- » Determinación de factores de corrección asociados a la eficiencia de cada detector.
- » Estimación y calificación de la incertidumbre obtenida por herramientas computacionales (*Genie2000 v3.4*).
- » Características del detector y desempeño operacional.
- » Determinación de la relación eficiencia vs. energía por herramienta de simulación y modelo matemático manual.
  - i. *Herramienta de simulación.* El programa de Canberra Industries *Laboratory Sourceless Object Calibration – Software (LabSOCS)* es una herramienta computacional que realiza calibraciones matemáticas de eficiencia para detectores de Ge, sin el uso de fuentes radiactivas [1]. Esto permite realizar calibraciones rápidas y precisas de muchas matrices considerando la complejidad de su composición, en diferentes geometrías de análisis. Mediante este pro-



**Tabla 1.** Características de los sistemas espectrométricos empleados en los ensayos de aptitud entre laboratorios de radiactividad ambiental

Código interno del detector	Características	Uso en ejercicio de intercomparación
DET01	HPGe modelo CANBERRA GC7020. Detector tipo p. Eficiencia relativa $\geq 70\%$ . Resolución (FWHM), energía de 1332,6 keV del $^{60}\text{Co}$ $\leq 2,0$ keV. Rango energético de trabajo 40 – 2000 keV.	2016, 2017, 2018
DET02	HPGe modelo CANBERRA GX5019. Detector tipo n. Eficiencia relativa $\geq 50\%$ . Resolución (FWHM), energía de 1332,6 keV del $^{60}\text{Co}$ $\leq 1,9$ keV. Rango energético de trabajo 10 – 2000 keV.	2019, 2020
DET03	HPGe modelo ORTEC GEM 10195. Detector tipo p. Eficiencia relativa $\geq 30\%$ . Resolución (FWHM), energía de 1332,6 keV del $^{60}\text{Co}$ $\leq 2,0$ keV. Rango energético de trabajo 40 – 2000 keV.	2015, 2016

**Tabla 2.** Materiales de referencia certificados empleados en la calibración de energía y eficiencia

Material de referencia	Tipo	Radionucleido	Energía keV	Intensidad (%)	Densidad (g cm <sup>-3</sup> )	Actividad	
						A Bq kg <sup>-1</sup> ( <sup>1</sup> )	Fecha de ref. ( <sup>1</sup> )
EU155/NA22	Puntual	<sup>155</sup> Eu	86,5479 (10)	30,7 (3)	=	37 000 ± 740	30/10/2017
		<sup>22</sup> Na	1274,537 (7)	99,94 (13)		37 000 ± 740	
		<sup>125</sup> Sb	427,874 (4)	29,55 (24)		12 158 ± 608	
MGS-2	Puntual	<sup>155</sup> Eu	86,5479 (10)	30,7 (3)	=	5956 ± 298	19/01/2008
		<sup>54</sup> Mn	834,848 (3)	99,9752 (5)		23 147 ± 1157	
		<sup>60</sup> Co	1332,492 (4)	99,9826 (6)		5553 ± 278	
		<sup>232</sup> Th	238,632 (2)	43,6 (5)		3250 ± 90	
IAEA - RGTh - 1	Matriz sólida - Thorium Ore	<sup>235</sup> U	185,720 (4)	57,0 (3)	1,54	3,6 ± 0,3	1/01/1987
		<sup>238</sup> U	143,767 (3)	10,94 (6)		3,6 ± 0,3	
		<sup>238</sup> U	351,932 (2)	35,60 (7)		78 ± 6	
		<sup>40</sup> K	1460,822 (6)	10,55 (11)		6,3 ± 3,2	
IAEA - RGU - 1	Matriz sólida - Uranium Ore	<sup>235</sup> U	185,720 (4)	57,0 (3)	1,59	228 ± 4	1/01/1987
		<sup>238</sup> U	143,767 (3)	10,94 (6)		228 ± 4	
		<sup>238</sup> U	351,932 (2)	35,60 (7)		4940 ± 60	

(<sup>1</sup>) Información suministrada en el certificado de análisis del material de referencia.

cedimiento se calcula la curva de eficiencia asociada a partir de las características propias y específicas del detector, la geometría de análisis, la composición química de la muestra y su densidad aparente. El ajuste de eficiencia de *In-Situ Object Calibration Software (ISOCS)* emplea el código Montecarlo N-Particle (MCNP) que simula el transporte de partículas a través de la materia [2], basado en eficiencias de referencia obtenidas experimentalmente con fuentes puntuales trazables al National Institute of Standards and Technology (NIST). El programa genera una cuadrícula que permite simular la eficiencia con su respectiva incertidumbre en cualquier energía entre 45 y 7000 keV, empleando interpolación parabólica entre las eficiencias de referencia [6], [7]. Los efectos de sumas en cascada son corregidos por el *software Genie™ 2000*, y sus algoritmos están patentados por Canberra (patente de EE. UU. 6225634).

- ii. *Modelo manual.* Para los detectores DET01 y DET03 (tabla 1), el LRA desarrolló dos hojas de cálculo ma-

nual mediante las que se determinó la eficiencia en las energías características de cada radionucleido presente en los MRC. Los factores de corrección por *picos suma* son determinados experimentalmente empleando fuentes puntuales certificadas en diferentes posiciones de distancia fuente-detector [8]. El efecto causado por la densidad de la muestra se resolvió por la construcción de una curva de eficiencia con MRC de densidad cercana o similar a la de la muestra objetivo. Para las matrices líquidas, este procedimiento fue sencillo (misma densidad); en las matrices sólidas, generó fuertes desviaciones en los resultados finales debido a la diferencia entre las densidades del MRC y las muestras. Este modelo no es exacto y es bastante costoso en tiempo y materiales.

#### 2.4. Preparación de muestras

Las muestras objetivo fueron gestionadas conforme al proceso de prestación del servicio establecido. El acondicionamiento de estas consistió en el transvase a la geometría in-

terna de análisis y el registro de peso neto hasta el volumen de 100 ml. La geometría empleada en el laboratorio es un envase cilíndrico de polietileno de alta densidad (PE-HD), presentada en la figura 1. Las muestras se ubicaron en contacto con el detector.

Se garantizó la hermeticidad de las muestras, por la misma configuración de selle de la geometría y por el uso adicional de una bolsa de selle hermético, en donde se introdujo la geometría de análisis. Para estimar la humedad en las matrices sólidas, se evaluó la pérdida de peso a una porción de muestra de 5 g aproximadamente. Esta se mantuvo a 105 °C durante 24 horas, sin circulación de aire.

La preparación de la geometría de filtros consistió en recortar el pliego de papel en los extremos indicados por el protocolo y almacenarla en bolsas de selle hermético apropiadas para el tamaño de la muestra.

El tiempo de análisis de las muestras se determinó conforme las indicaciones suministradas por el OIEA, en cada uno de los ensayos de aptitud, asegurando una estadística para un nivel de confianza superior a 90 %.

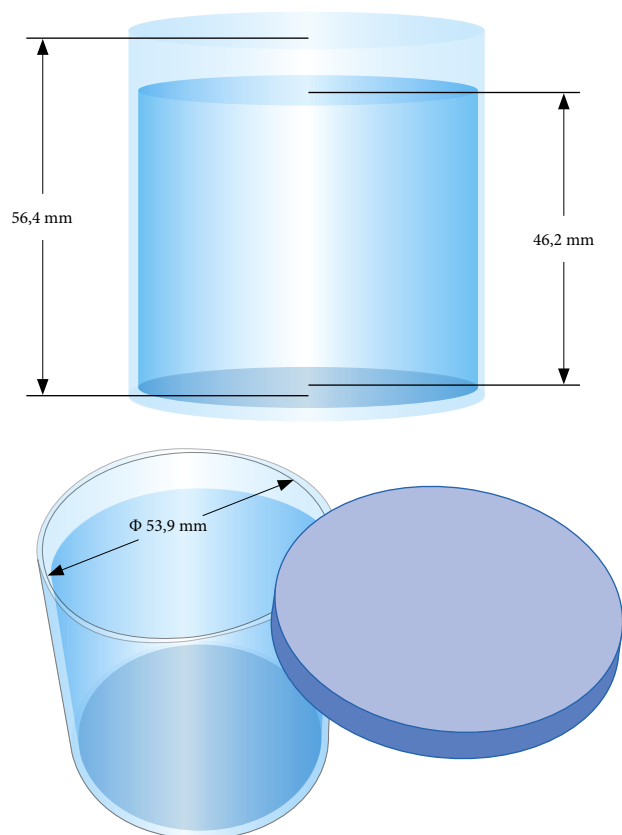


Figura 1. Geometría interna de análisis LRA

## 2.5. Adquisición de blancos

Se analizaron blancos por un tiempo de análisis igual al establecido para las muestras objetivo. Para las muestras líquidas, se utilizó agua destilada acidulada con ácido clorhídrico (HCl) hasta pH = 2. Para las muestras sólidas de densidad mayor a 1,0 g cm<sup>-3</sup>, se trabajó solución acuosa de heteropolitungstato de litio con densidad de 1,45 g cm<sup>-3</sup>. Para las muestras en geometría de filtros, se empleó un blanco de papel *bond* con densidad 0,75 g cm<sup>-3</sup>.

## 2.6. Descripción de la calificación ensayos de aptitud entre laboratorios

Los ensayos de aptitud llevados a cabo por el programa de evaluación de desempeño ALMERA (Analytical Laboratories for the Measurement of Environmental Radioactivity) del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y en el cual participa activamente el LRA, califican los siguientes criterios:

- » El sesgo relativo entre los valores reportados y objetivo (la mejor estimación del valor real): el sesgo relativo es comparado con el máximo sesgo relativo aceptado (MARB, por su sigla en inglés) el cual es determinado para cada mensurando a partir de los antecedentes físicos de los métodos radioanalíticos, incluido el nivel de radiactividad y la complejidad de la tarea (figura 2). Si el sesgo relativo  $Bias_{relative} \leq MARB$  el resultado es *aceptado para exactitud*.
- » Basado en el principio de *adecuación al propósito*, las buenas prácticas de laboratorio y la incertidumbre relativa combinada expandida, se determina el estadístico P.
- » Si se cumple que  $P \leq MARB$  y  $Bias_{relative} \leq k \cdot P$ , el resultado es *aceptado para precisión*. Si uno de ellos no se cumple, el resultado será de *no aceptado para precisión* (figura 2). *k* es el factor de cobertura para un nivel de confianza del 95 % y su valor es de 2,65. Si el resultado reportado está dentro del valor  $\pm MARB$ , pero no se superpone con el valor objetivo dentro de sus incertidumbres, esta ecuación permite decidir si es o no significativamente diferente.
- » El estadístico *z* incluye la desviación estándar robusta sin afectaciones. Esta se deriva de los resultados de los reportes y, en consecuencia, es influenciada por el desempeño de los participantes (figura 2).

La calificación final dada por el programa ALMERA indica:

- » *Aceptado*, cuando exactitud y precisión logran el estatus de *aceptado*.
- » *No aceptado*, cuando la exactitud es *no aceptada*.
- » *Alerta*, cuando la exactitud es *aceptada*, pero la precisión es *no aceptada*.

### 2.7. Descripción del criterio de madurez

El LRA estableció el criterio de madurez con base en el consolidado de calificaciones obtenido, durante su participación en los ensayos de aptitud de ALMERA. La calificación consiste en la correlación entre el número de veces que cada radionucleido objetivo ha sido evaluado en todas las matrices, frente al número de veces que ha sido calificado como *aceptado* para el LRA.

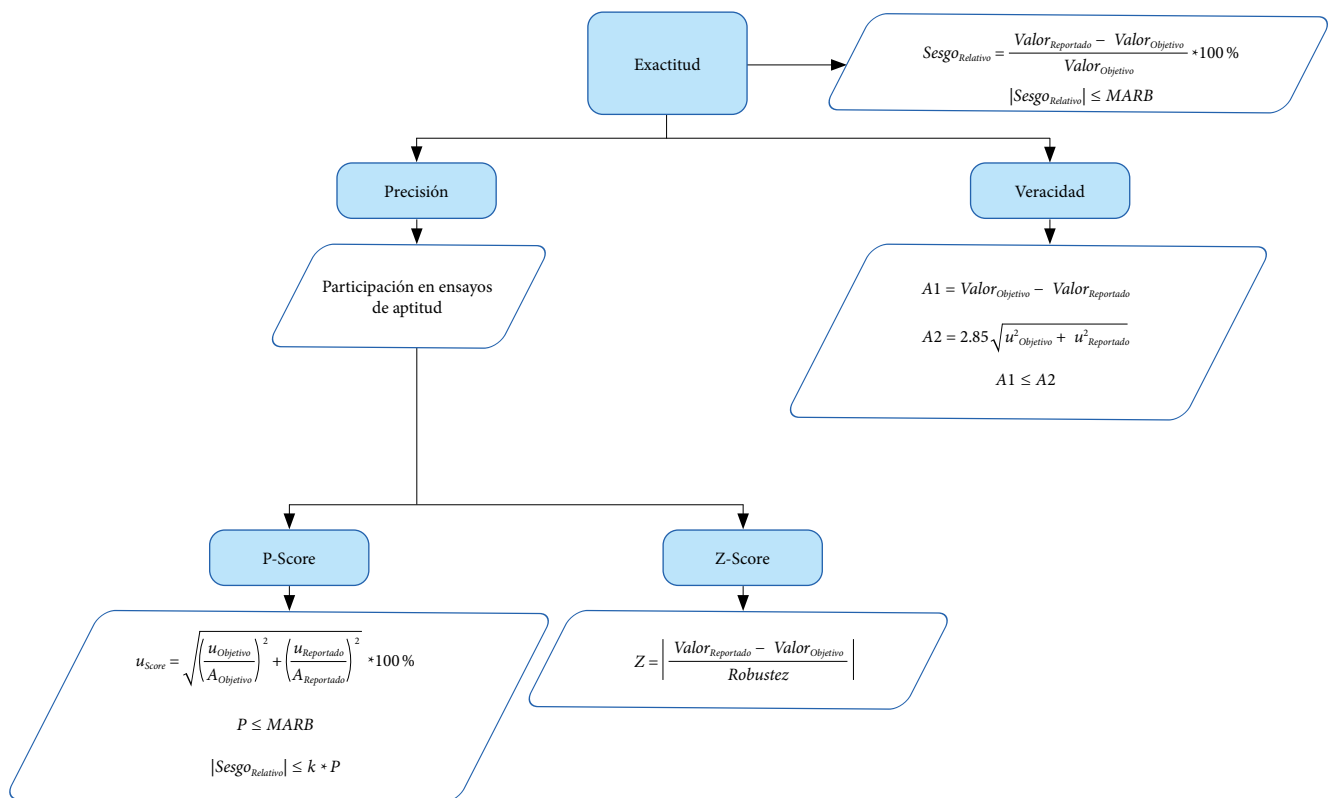
Se fijó la calificación *madurez metodológica* para aquellos radionucleidos en los que el laboratorio obtuvo *aceptado* en el 50 % o más de sus participaciones en los ensayos de

aptitud; *en proceso y con avances*, cuando se alcanzó entre el 20 % y 50 %, y “por desarrollar”, si en los resultados obtenidos la calificación de *aceptable* ha sido inferior al 20 %.

### 3. Resultados y discusión

En esta sección se presenta el resumen de los resultados obtenidos en las diferentes participaciones en los ensayos de aptitud, por parte del LRA, desde el año 2015.

La determinación de actividades y concentraciones de actividad de los radionucleidos se puede realizar con varias de sus energías características. Para la generación del reporte se seleccionó la energía que presentaba mayor probabilidad de emisión o rendimiento gamma; también, se consideró que la energía seleccionada no se encuentre afectada por la emisión de fotones de otro radionucleido presente en la muestra. En el caso de las cadenas radiactivas, se tomó el fotopico de la hija que presentó la mejor estadística en área de interés (cuentas), una vez logrado el equilibrio secular.



**Figura 2.** Diagrama de flujo de los criterios de calificación empleados en los ensayos de aptitud desarrollados por el Organismo Internacional de Energía Atómica

La tabla 3 presenta el resumen de los resultados obtenidos por el LRA durante su participación en los ensayos de aptitud IAEA-TEL-ALMERA, entre los años 2015 a 2020, indicando la cantidad de radionucleidos en los que el laboratorio obtuvo resultados de *aceptado*, *no aceptado*, *alerta* y *no reportados*.

La tabla 4 presenta el resumen de los resultados obtenidos por el LRA, en sus participaciones en las pruebas de desempeño entre laboratorios, considerando los radionucleidos evaluados, el tipo de matriz y la madurez metodológica del laboratorio.

Los valores reportados de algunos de los radionucleidos objetivo por diferentes laboratorios participantes corresponden al uso de diferentes técnicas radiactivas, como espectrometría alfa, espectrometría gamma, centelleo líquido, entre otros. El LRA reporta todas las actividades de los radionucleidos emisores gamma, empleando exclusivamente la espectrometría de rayos gamma con detectores de germanio ultrapuro (GeHp).

La evaluación de las causas raíz en los casos de radionucleidos con calificaciones de *no reportado*, *no aceptado* y *en alerta*, permitió adelantar mejoras en diferentes procedimientos, como el selle hermético de la geometría de análisis, la definición de ventanas de tiempo analítico para las series naturales y la corrección de actividad mediante la solución de las ecuaciones de Bateman. Dentro de las acciones se encuentra la definición de ventanas de tiempo analítico presentadas en la tabla 4. Debido a que, en las series naturales del U y Th, los emisores de vida larga como  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , no se pueden determinar directamente, se seleccionan las hijas de vida corta que tienen emisiones gamma con una intensidad de emisión gamma suficiente.

La tabla 5 presenta el consolidado de los resultados obtenidos por el laboratorio, en su participación en los ensayos de aptitud ALMERA, así como el criterio de madurez.

**Tabla 3.** Resumen participaciones LRA en IAEA-TEL-ALMERA entre los años 2015 a 2020

Radionucleidos	PT-2015	PT-2016	PT-2017	PT-2018	PT-2019	PT-2020
No reportados	60 %	29 %	40 %	50 %	41 %	0
Aceptados	19 %	14 %	54 %	26 %	41 %	100 %
Alerta	0	0	0	4 %	9 %	0
No aceptados	21 %	57 %	6 %	20 %	9 %	0
Total	27	7	15	46	32	30

**Tabla 4.** Ruta crítica temporal para análisis de las series naturales de  $^{232}\text{Th}$  y  $^{238}\text{U}$

Radionucleido objetivo	Radionucleido análisis	Ventana de tiempo	Comentarios
-	-	Día 0	Preparación y acondicionamiento de la muestra objetivo en geometría de análisis.
$^{228}\text{Ra}$	$^{228}\text{Ac}$	A partir del día 2	Serie natural del $^{232}\text{Th}$ . Siempre asegurar hermeticidad en la geometría de análisis.
$^{220}\text{Rn} - ^{224}\text{Ra} - ^{208}\text{Tl}$	$^{212}\text{Pb} - ^{212}\text{Bi}$	Entre los días 2 al 5	
$^{228}\text{Th}$	$^{212}\text{Pb} - ^{212}\text{Bi}$	A partir del día 25	Serie natural del $^{238}\text{U}$ . Siempre asegurar hermeticidad en la geometría de análisis.
$^{226}\text{Ra}$	$^{214}\text{Pb} - ^{214}\text{Bi}$	A partir del día 25	
$^{222}\text{Rn}$	$^{214}\text{Pb} - ^{214}\text{Bi}$	Entre 4 - 48 horas	

Tabla 5. Resumen participaciones LRA en IAEA-TEL-ALMERA entre los años 2015 a 2020

Radionucleidos evaluados Proficiency Test	Criterio madurez LRA	Tipo de matriz																										
		Líquida						Sólida						Filtros														
		2015	2016	2017	2018	2019	2020	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2019	2020													
<sup>100m</sup> Ag	γ	M. M.				X													A	A	A							
<sup>241</sup> Am	γ	P. A.		N		N										X												
<sup>133</sup> Ba	γ	M. M.			A	A																						
<sup>140</sup> Ba	γ	M. M.			A																							
<sup>7</sup> Be	γ	P. A.					N																					
<sup>82</sup> Br	γ	P. D.					X																					
<sup>141</sup> Ce	γ	P. A.			N																							
<sup>143</sup> Ce	γ	P. D.			X																							
<sup>144</sup> Ce	γ	P. D.			X																							
<sup>58</sup> Co	γ	M. M.					A																					
<sup>60</sup> Co	γ	M. M.					A																					
<sup>134</sup> Cs	γ	M. M.	A	N			A	A	W	A	A					N					A	A	A	A				
<sup>136</sup> Cs	γ	M. M.					A																					
<sup>137</sup> Cs	γ	M. M.	A	N	A	A	A	A	A	A	A	N	N	A	A	A							A	A	A	A		
<sup>152</sup> Eu	γ	P. D.																						X	X	X		
<sup>59</sup> Fe	γ	P. D.						X																				
<sup>131</sup> I	γ	M. M.					A																					
<sup>132</sup> I	γ	P. D.			X																							
<sup>133</sup> I	γ	P. D.					X																					
<sup>40</sup> K	γ	M. M.																										
<sup>54</sup> Mn	γ	M. M.					A	X																				
<sup>99</sup> Mo	γ	P. D.			X	N																						
<sup>22</sup> Na	γ	M. M.	A	N																								
<sup>95</sup> Nb	γ	P. D.					X																					
<sup>147</sup> Nd	γ	P. D.			X																							
<sup>239</sup> Np	γ	M. M.			A																							
<sup>210</sup> Pb	α/γ	P. A.					N																					
<sup>210</sup> Po	α	P. D.																										
<sup>239+240</sup> Pu	γ	P. D.																										
<sup>86</sup> Rb	γ	M. M.					A																					
<sup>103</sup> Ru	γ	M. M.					W																					
<sup>124</sup> Sb	γ	M. M.						W																				
<sup>75</sup> Se	γ	M. M.																								A	A	A
<sup>99m</sup> Tc	γ	P. D.			X	X																						
<sup>65</sup> Zn	γ	M. M.	A																									
<sup>95</sup> Zr	γ	M. M.			A	X																						
<sup>238</sup> U	α	P. A.																										
<sup>235</sup> U	α/γ	P. D.																										
<sup>234</sup> U	α	P. D.																										
<sup>228</sup> Ac	γ	M. M.																										
<sup>212</sup> Bi	γ	P. A.																										
<sup>212</sup> Pb	γ	P. A.																										
<sup>224</sup> Ra	α/γ	P. A.																										
<sup>228</sup> Ra	α/γ	M. M.																										
<sup>228</sup> Th	α/γ	P. A.																										
<sup>232</sup> Th	α	P. D.																										
<sup>208</sup> Tl	γ	P. A.																										
<sup>214</sup> Bi	γ	M. M.																										
<sup>234m</sup> Pa	γ	P. D.																										
<sup>210</sup> Pb	α/γ	P. A.																										
<sup>214</sup> Pb	γ	M. M.																										
<sup>226</sup> Ra	α/γ	M. M.																										
<sup>234</sup> Th	γ	P. D.																										

Calificación LRA		
A	Aceptado	3
W	Alerta	2
N	No aceptado	1
X	No reportado	0

Si criterio de ponderación > 50 %	M. M.	Madurez metodológica
Si criterio de ponderación Entre 20%-50 %	P. A.	En proceso y con avances
Si criterio de ponderación < 20 %	P. D.	Por desarrollar

Los análisis de los esquemas de decaimiento en serie fueron evaluados resolviendo la ecuación general de Bateman con el empleo de la herramienta matemática *MATLAB*. En las figuras 3, 4 y 5 se presenta el resultado del modelamiento gráfico con la evaluación de tres (3) muestras objetivo que contienen emisores gamma de la serie natural del  $^{228}\text{Ra}$ . Esta herramienta permitió establecer un análisis comportamental y gráfico de lo que sucedió con los diferentes esquemas de decaimiento en serie.

Los resultados obtenidos para radionucleidos con emisiones por debajo de 150 keV fueron en su mayoría *no satisfactorios*. Este hecho implica la necesidad de la mejora tanto en la calibración en eficiencia como en la corrección de la autoabsorción, al estar estas energías muy influenciadas por el efecto fotoeléctrico [9], [10]. La complejidad de estas correcciones implica el establecimiento de un método de cálculo para corregirlas en un futuro y dentro de las posibilidades del laboratorio. El uso de materiales de referencia con similares densidades y composición química es lo más adecuado para esta actividad [11]; sin embargo, es un proceso que implica tiempo, por lo que el LRA debe establecer un método adecuado para su manejo; dentro de las posibilidades se encuentra la aplicación de programas matemáticos.

En la tabla 4, la segunda columna (acompaña a cada radionucleido) muestra el resultado del criterio de aceptación de la ponderación. De igual manera se presentan resumidos los resultados de las calificaciones obtenidas para cada radionucleido, conforme el modelo de calificación llevado a cabo por el programa de evaluación de desempeño ALMERA. Se tienen 24 radionucleidos con una calificación de *maturidad metodológica*, celda color verde; 11 radionucleidos con calificación de *en proceso y con avances*, celda color amarillo; y 18 radionucleidos con una calificación de *por desarrollar*. Las principales causas de las desviaciones identificadas para estos radionucleidos, tanto artificiales como naturales, acorde a la calificación del programa ALMERA y la ponderación interna del LRA, se enfocaron en:

- » Asegurar equilibrio secular entre la madre y sus hijas.
- » Asegurar el selle hermético de las muestras en las diferentes matrices.
- » Contar con MRC con el mismo contenido isotópico para la calibración de eficiencia en detectores de germanio, respecto a los identificados durante la evaluación.

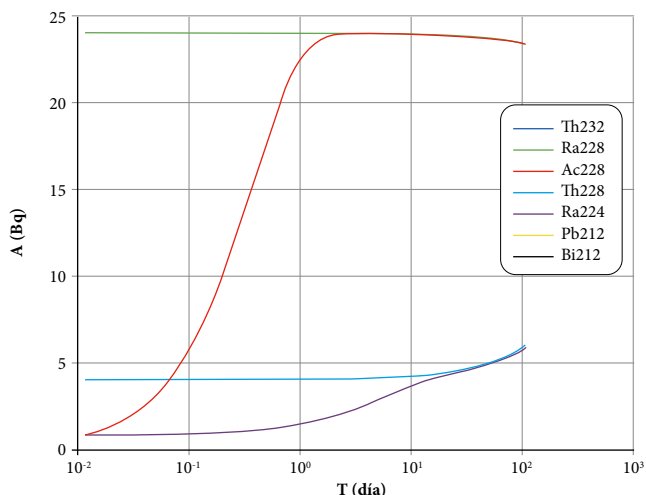


Figura 3. Comportamiento serie natural  $^{232}\text{Th}$  en matriz líquida. Herramienta *MATLAB*

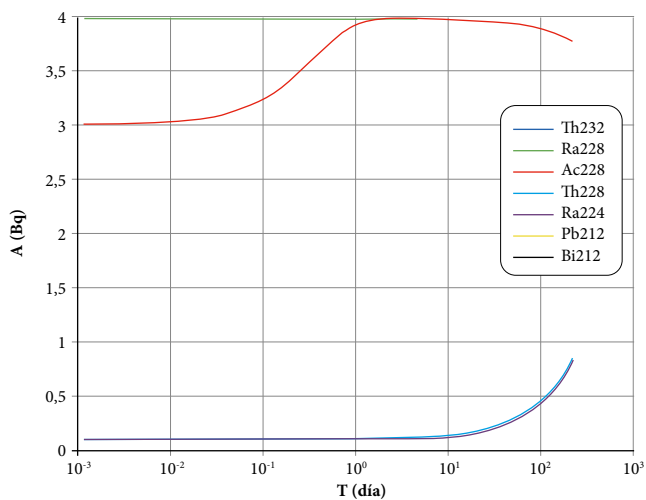


Figura 4. Comportamiento serie natural  $^{232}\text{Th}$  en matriz líquida. Herramienta *MATLAB*

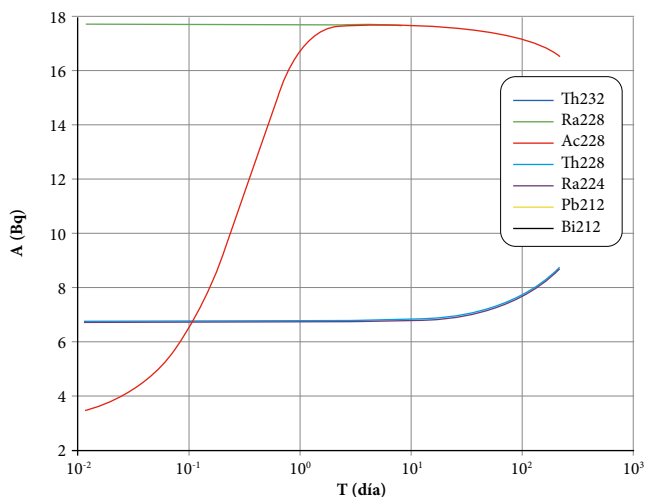


Figura 5. Comportamiento serie natural  $^{232}\text{Th}$  en matriz sólida. Herramienta *MATLAB*

- » Tener una calibración adecuada y eficiente a bajas energías, evaluando la necesidad de corregir correctamente por el efecto fotoeléctrico.
- » Mantener un control de blancos y su uso adecuado, conforme la densidad de la muestra.
- » Asegurar el cumplimiento de los límites de detección (LID) definidos técnicamente para los radionucleidos de interés institucional.

#### 4. Conclusiones

La participación en los ejercicios de intercomparación ha posibilitado la evaluación del desempeño del laboratorio, y ha permitido tanto establecer los parámetros operacionales necesarios para la determinación de bajas concentraciones de emisores gamma en matrices ambientales, como identificar y cuantificar radionucleidos por medio de una respuesta rápida, en cumplimiento de los límites de detección (LID) establecidos para cada radionucleido.

El LRA logró mejorar la calificación del desempeño a través de la implementación rigurosa y metódica de los controles internos (energía, resolución, eficiencia), mejorando la definición de los criterios operacionales (LID, tiempo de medida, geometría, alícuota de la muestra).

Las actividades de entrenamiento de los profesionales del LRA, en espectrometría gamma, las correcciones por decaimiento, las correcciones de la eficiencia, el uso de la ecuación de Bateman, así como la conceptualización de *soportado* y *no soportado* incidieron satisfactoriamente en la mejora de la calificación del desempeño del LRA en los ejercicios de intercomparación.

Las mejoras logradas en los últimos años en el LRA ofrecen confianza en los resultados reportados para la determinación de radionucleidos donde la madurez metodológica ha sido alcanzada.

#### Referencias

- [1] I. Canberra Industries, *Model S574 LabSOCS™ Calibration Software, Technical Reference Manual*, Meriden: Canberra Industries, Inc., 2015.
- [2] R. Eva, "Aplicaciones de la simulación Monte Carlo en dosimetría y problemas de física médica", de *Contribuciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares al avance de la Ciencia y la Tecnología en México*, Ocoyoacac, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares al avance de la Ciencia y la Tecnología en México, 2010, pp. 89-105.
- [3] International Organization for Standardization, *NTC-ISO/IEC17025:2017, Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración*, Bogotá, 2017.
- [4] International Union of Pure and Applied Chemistry, "Harmonized Guidelines for Single - Laboratory Validation of Methods of Analysis", *Pure and Applied Chemistry*, vol. 74, n.º 5, pp. 835-855, 2002. <https://doi.org/10.1351/pac200274050835>
- [5] A. Luca, A. Watjen, E. Grigorescu, M. Sahagia y C. Ivan, "Conclusions from the participation at proficiency test for gamma-ray spectrometry measurements", *Romanian Journal of Physics*, vol. 55, n.º 7-8, pp. 724-732, 2010.
- [6] R. Venkataraman, F. Bronson, V. Atrashkevich, M. Field y B. M. Young, "Improved detector response characterization method in ISOCS and LabSOCS", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 264, n.º 1, pp. 213-219, 2005. <https://doi.org/10.1007/s10967-005-0696-7>
- [7] F. L. Bronson, "Validation of the accuracy of the LabSOCS software for mathematical efficiency calibration of Ge detectors for typical laboratory samples", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 255, n.º 1, pp. 137-141, 2003. <https://doi.org/10.1023/A:1022248318741>
- [8] S. I. Kafala, "Simple method for true coincidence summing", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 191, n.º 1, pp. 105-114, 1995. <https://doi.org/10.1007/BF02035990>
- [9] A. Barba-Lobo, F. Mosqueda y J. Bolívar, "A general function for determining mass attenuation coefficients to correct self-absorption effects in samples measured by gamma spectrometry", *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 179, pp. 1-11, 2021. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2020.109247>
- [10] G. R. Gilmore, *Practical Gamma-ray Spectrometry*, Warrington: John Wiley & Sons, Ltd, 2008.
- [11] Z.-N. Tian, X.-P. Ouyang, Y. Liu, L. Chen, J.-L. Liu, X.-P. Zhang, J.-W. Song y M. Zeng, "Self-attenuation corrections calculated by LabSOCS Simulations for gamma-spectrometric measurements with HPGe detectors", *Chinese Physics C*, vol. 38, n.º 7, pp. 1-6, 2014. <https://doi.org/10.1088/1674-1137/38/7/076002>

## Proposal to correct for the effect of background and density in the determination of gamma emitters using sodium iodide detectors

*Propuesta para corregir el efecto del fondo y la densidad en la determinación de emisores gamma empleando detectores de yoduro de sodio*

Ana Milena Velásquez<sup>1</sup>, Fernando Mosos<sup>1</sup>, Giovanni Vela<sup>1</sup>

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 5, 14-25, 2021  
**Recibido:** July 14, 2021  
**Aceptado:** September 21, 2021  
**Publicado en línea:** October 28, 2021  
**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.593>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

**Citation:** A. M. Velásquez, F. Mosos, & G. Vela, "Proposal to correct for the effect of background and density in the determination of gamma emitters using sodium iodide detectors", *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, no. 5, pp. 14-25, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.593>

### Abstract

This study develops a modification to the spectra decomposition method for sodium iodide scintillation equipment, including correcting the natural background counts for the activity concentration calculation. A comparison of the results obtained between two sodium iodide detectors of 2" × 2" and 3" × 3" dimensions versus a hyper-pure germanium detector of 50% relative efficiency is performed for soil, sediment, and water samples. It is found that background correction improves activity concentration results for higher density samples. The concentration values determined by the different spectrometric systems for the samples analyzed are comparable, which supports the results obtained with the proposed calculation method. The uncertainty associated with the measurement and limits of detection for the NaI(Tl) detectors is higher than those obtained with the GeHp detector due to the operation of the two technologies and the presence of interferences in the regions of interest. The methodological model proposed makes it possible to quantify, with reliable results, low concentration levels of NORM materials and even <sup>131</sup>I using sodium iodide detectors, among other analytical applications of general interest.

**Keywords:** modification method, NORM materials, sodium iodide detector, activity concentration.

<sup>1</sup> Dirección de Asuntos Nucleares, Servicio Geológico Colombiano, Bogotá, Colombia.  
Corresponding author: Ana Milena Velásquez, [amvelasquez@sgc.gov.co](mailto:amvelasquez@sgc.gov.co)



## Resumen

Se desarrolla una modificación al método de descomposición de espectros para equipos de centelleo de yoduro de sodio, con la inclusión de una corrección a las cuentas de fondo natural para el cálculo de la concentración de actividad. Se realiza una comparación de los resultados obtenidos entre dos detectores de yoduro de sodio de  $2'' \times 2''$  y  $3'' \times 3''$  versus un detector de germanio hiperpuro de 50% de eficiencia relativa, para muestras de suelo, sedimento y agua. Se encuentra que la corrección del fondo genera una mejora en los resultados de concentración de actividad para las muestras de mayor densidad. Los valores de concentración determinados por los diferentes sistemas espectrométricos para las muestras analizadas son comparables, lo cual soporta los resultados obtenidos con el método de cálculo propuesto. La incertidumbre asociada a la medición y los límites de detección para los detectores de NaI(Tl) es mayor a las obtenidas con el detector de GeHp, debido a la naturaleza del funcionamiento de las dos tecnologías y a la presencia de interferencias en las regiones de interés. El modelo metodológico planteado posibilita cuantificar, con resultados confiables, niveles bajos de concentración de materiales NORM e inclusive la determinación de  $^{131}\text{I}$  usando detectores de yoduro de sodio, entre otras aplicaciones analíticas de interés general.

**Palabras clave:** método modificado, materiales NORM, detector de yoduro de sodio, concentración de actividad.

## 1. Introduction

Naturally occurring radioactive materials (NORM) are part of the earth's composition and are responsible for 85% of the radiation dose received by humans. Radiation comes mainly from radionuclides of the natural series of uranium ( $^{238}\text{U}$ ) and thorium ( $^{232}\text{Th}$ ), as well as potassium ( $^{40}\text{K}$ ) [1]. The average values of the specific activity of  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , and  $^{40}\text{K}$  in the earth's crust are 35, 30, and 400 Bq/kg, respectively [2], [3]. Therefore, determining a baseline NORM is of utmost importance for radiological protection of the population and radon mapping. Additionally, the determination of a baseline supports the productive use of some areas of interest, all of which need a large volume of samples requiring the use of a robust, reliable, economical, and fast spectrometric technique.

Solid-state semiconductor (GeHp) and scintillation (NaI(Tl)) detectors are commonly used in the determination of gamma emitters from the natural series associated with NORM materials. Analysis of spectra mainly natural radiation from  $^{40}\text{K}$ ,  $^{235}\text{U}$ , radionuclides from the  $^{238}\text{U}$  chain -  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ; and those from the  $^{232}\text{Th}$  chain -  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ , and  $^{208}\text{Tl}$  are recorded [4]. The activity concentration (Bq/Kg) and/or radium equivalent activity - Raeq (Bq/Kg) is usually

determined, ensuring secular equilibrium between radium and its daughters (after about 30 days or 10 half-life periods of  $^{222}\text{Rn}$ ) [1], [5], [6].

NaI(Tl) detectors are advantageous in that they have a simple operation, operate at room temperature, and are inexpensive. They have a high detection efficiency suitable for low radiation level materials [7], enabling analysis with shorter detection times and the analysis of a larger number of samples. In terms of disadvantages, NaI(Tl) detectors have a low resolution per energy, so their ability to distinguish between gamma rays of different energies is relatively poor. However, scintillators can be used successfully in the quantitative determination of mixtures containing only natural radionuclides (NORM) [3]. GeHp detectors, on the other hand, have better energy resolution, thus allowing the identification and quantification of complicated mixtures of gamma-emitting radionuclides [8]. Further, Germanium detectors have the disadvantage of working at low temperatures and require liquid nitrogen for proper operation, making them significantly more expensive than NaI(Tl) detectors [9].

There are several methods to compensate for the low spectral resolution of NaI(Tl) detectors [3], among which are: (1) Spectral decomposition using the *Generalized Least*

*Squares* (GLS) method in the energy range 300-2800 keV, which represents the spectrum as the sum of the background,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  and/or  $^{232}\text{Th}$ ; (2) Matrix method for the four energy regions: 600-720; 1350- 1560; 1640-1880; and 2500-2750 keV (method analogous to the spectral deconvolution described by Rybach (1988), Chiozzi et al. (2000), and Meng 2000)) [10], [11]; (3) Matrix method for 12 selected regions in the energy range; (4) Determination of the activity of  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  by calculating the 1460, 1764, and 2614 keV peaks; and (5) Determination of the activity of  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  by calculating the areas of the 662, 609 and 583 keV interference peaks. Additionally, some of the methods of spectra processing have been implemented as Script programs in such software as "Progress" [3].

In the decomposition method, the sample spectrum can be represented as a superposition of the contained radionuclide spectra and the background. The systematic decomposition of spectra into separate components determines the sample's activity [4], [12]. The spectra are processed by analyzing energy interval counts for a known matrix and the mixture of radionuclides such as  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$  (920 Bq), and/or  $^{137}\text{Cs}$  [1]. During processing, corrections to self-absorption are made assuming a linear dependence of the sensitivity coefficients on sample density. However, the sample density is usually not the same as the standard source density, for which correction coefficients are calculated by linear interpolation [13]. Uncertainties are calculated according to the international standard such as ISO 5725 [14].

NaI(Tl) detectors have been widely used in different applications, including: (i) Studies of the number of radionuclides found in milk powder and the total effective dose due to annual intake [15]; (ii) Determination of  $^{131}\text{I}$  from thyroid cancer treatments in urban waste water treatment plants and rivers [16]; (iii) Methodologies for rapid screening of building material samples and determination of  $R_{\text{aeq}}$  [1], [3]; (iv) Studies of geophysical processes in water [5] and investigations on samples of lichens, grasses, soil, and granite [12]; (v) Development of detailed maps of uranium distribution and its uncertainties using the Kriging method [17]; (vi) The influence of geological formations and their structure on the increase of radon concentrations in soil [6]; (vii) Development of a baseline for mapping radon-prone areas [18]; (viii) Assessment of indoor and outdoor environmental radioactivity [19], [20]; (ix) In situ underwater measurements of

$^{40}\text{K}$  [21], [22] and tracer applications with  $^{40}\text{K}$  [23]; (x) Using Monte Carlo (MC) simulations, the water content in agriculture [24] and the calibration of detectors using different analysis geometries [25]; (xi) Use of GEANT4 code to simulate radionuclide spectra submerged in seawater [26]; and (xii) High-resolution digital terrain models [27].

In this work, a correction to the mathematical calculation model used in the methodology of spectra decomposition to determine the activity concentration is proposed with a low energy resolution sodium iodide equipment. The modification comprises the inclusion of a correction in the natural background counts considering the sample density under analysis. In addition, the correction for self-absorption is accounted assuming a linear dependence from the density of the sample. Finally, a comparison is made between the results obtained with two NaI(Tl) detectors and a GeHp detector for soil, sediment, and water samples from a region of interest, while considering improvements in the spectrum analysis model and an optimization process of the sodium iodide equipment. The contribution of this study is to corroborate the usefulness of the proposed decomposition method and the scintillation technique determining low activity NORM samples. It also benefits the development of further studies, including the determination of a NORM baseline, determination of  $^{131}\text{I}$  in environmental samples, and related radiological protection programs, among other applications mentioned above.

## 2. Methods

The aim is to adjust the decomposition method, where the sample spectrum can be represented as a superposition of the contained radionuclide spectra and the background, including a correction factor for the background measuring that contemplates an adjustment for the sample density. Physically, the photons detected in gamma spectrometry equipment can come from the real sample or reference material and the natural radiation (background). There is a phenomenon of self-attenuation of the sample's radiation and an attenuation of the natural background, both of which are affected by the density of the analyzed material. The self-attenuation is calculated assuming a linear dependence between the density of the analyzed sample and calibration reference material. The natural background counts are

corrected using two samples (1 and 2) without radioactivity,  $B_1$  and  $B_2$ , with different densities ( $\rho_1 < \rho_2$ ) made of water (1.0 g/cm<sup>3</sup>) and viscous polymer (1.45 g/cm<sup>3</sup>), respectively (see Figure 1). An adjustment equation is obtained with the  $B_1$  and  $B_2$  materials measuring that allows correcting the value of the background count rate for the analyzed sample density. The only background affected by the sample density is the cosmic radiation which is detected also with the use of a lead shielding. In Figure 1, a greater attenuation of the natural background radiation is observed with increasing density of the material. Consequently, the area under the curve at the characteristic energy from the natural background counts ( $cts_i$ ) obtained in the detectors will be greater for the lower density material, i.e., that  $cts_{f1} > cts_{f2}$ . In the calibration process, calculating the efficiency ( $e$ ) is directly proportional to the number of counts of the reference material and the background. For this case, it would be obtained that  $e_1 > e_2$ . Additionally, the detection limit is higher as the value of the background counts increases, which affects the analysis of low concentration samples.

The calculation of the activity concentration is especially affected by the attenuation due to the density of the material analyzed. It is important to carry out a correction in the background counts due to the density of the sample, using a material without radioactivity, as well as the self-attenuation correction, given the difference between sample and reference materials density in the calibration process. For this reason, this study carries out a comparison of the concentration results obtained with two NaI(Tl) detectors (with a corrected calculation model) and one GeHp detector for soil (S), sediment (SED), and water (A) samples from an area of geological interest in Boyacá, Colombia.

Soil samples were collected using a Shelby auger and by removing soil profiles on escarpments. In addition, sediment and water samples were taken on the riverbeds of the area rivers. The sampling protocols were proposed using the Spanish Nuclear Safety Commission guidelines [28]-[31]. Many samples were taken at different points in the area of interest, choosing for this work one sample of soil, water, and sediment, respectively.

Aliquots of the three matrices were taken at each sampling point. These samples were packaged in the analysis geometry made of at cylindrical polyethylene recipes, preserved, and individually identified. They were transported in

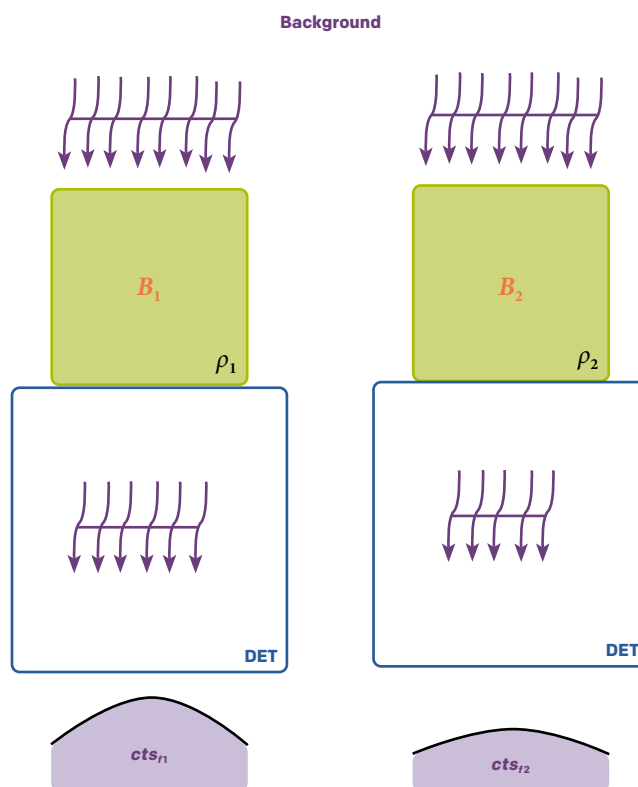


Figure 1. Radiation attenuation of the natural background

an insulated box at a temperature of 1 to 5 °C from the time they were taken until they were received at the laboratory. The samples were prepared “in situ,” taking them to a 100 mL recipes mark and sealed with liquid silicone. To preserve the samples in a liquid matrix, a vacuum filtration was performed to remove particles present in the water. In addition, an acidification process at pH2 with hydrochloric acid was conducted to avoid the proliferation of microorganisms. Each container was weighed before collection to determine the net weight of the sample. Once the samples were taken to the laboratory, they were stored for a minimum of 25 calendar days to ensure a secular equilibrium between <sup>226</sup>Ra and its daughters before analysis. The live measurement times in the sodium iodide equipment were 55 000 and 172 800 s (15.3 and 48 hours) with the goal of optimizing the measuring time and analyzing the limits of detection. In the case of germanium detectors, a sample was analyzed every two days with a live time of 172 800 s (48 hours).

The detectors used for the determination of the activity concentration of the samples consist of: A 2"×2" in thallium-doped sodium iodide (NaI(Tl)) CANBERRA spectro-



Figure 2. Experimental setup

meter (DETI), resolution 8.5% specific to the 662 keV peak of  $^{137}\text{Cs}$  and a 5 cm shield of high purity lead [32]. A 3"  $\times$  3" in CANBERRA NaI(Tl) detector (DETH), resolution 7.5% specific to the 662 keV peak of  $^{137}\text{Cs}$  and a 5 cm shielding of high purity lead. A third CANBERRA N-type hyper-pure germanium (GeHp) detector (DET02), with 50% (r.e), a resolution (FWHM) at an energy of  $122 \text{ keV} \leq 1.00$  and an energy of  $1.33 \text{ MeV} \leq 1.9 \text{ keV}$  with a 10 cm shielding of high purity lead [33]. Efficiency calibration of the DET02, DETI, and DETH spectrometric systems, was performed with IAEA certified reference materials RGU-1 and RGTh-1 [34], and potassium chloride (KCl) at 99.5% purity, all prepared in the same analysis geometry and volume used with the real samples and  $B_1$  -  $B_2$  materials. The samples were placed over the detectors center, always in the same way with a positioner, reaching the best counting statistic and considering a detector acceptance factor equal to one under these conditions (see Figure 2).

The activity concentration ( $A$ ) from the sample measurement in Becquerel/Kg of DET02 was calculated by equation 1. The characteristic photopeaks were established in each of the

spectrometric systems to determine the net detected counts ( $cts_n$ ) (without background counts) after the measuring time had elapsed. The efficiency ( $e$ ) was established in a previously calibration using reference materials. The gamma yield  $\gamma$ , the mass of the sample  $m$  in kg, the live counting time  $t_c$  in seconds, and the decay correction factor  $f_d$  were considered.

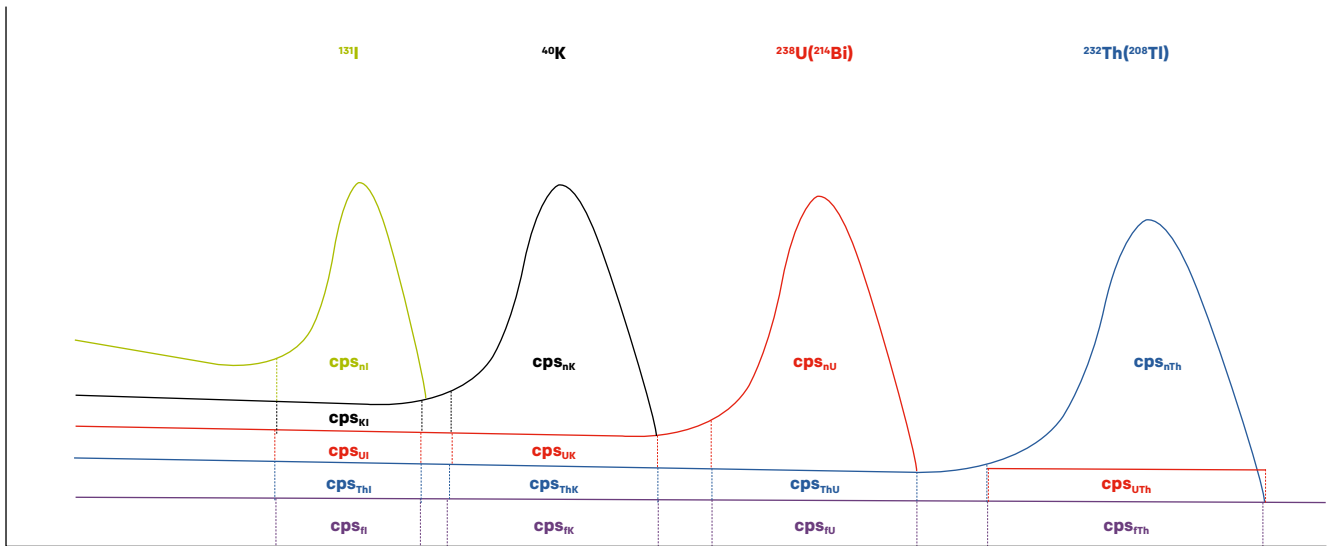
$$A = \frac{cts_n}{eymt_c f_d} \quad (1)$$

For the semiconductor detectors, the energies of 351.9 KeV for  $^{214}\text{Pb}$ , and 911.2 keV for  $^{228}\text{Ac}$  corresponding to the natural series of  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$ , respectively, and 1460.8 keV for  $^{40}\text{K}$  were established.

Efficiency calibration was performed using the GENIE2000 analysis software and its simulation tool, *Geometry Composer* [35]. Since the densities of the samples analyzed are all different, the *Geometry Composer* tool, using a mathematical model based on Monte Carlo, was used to calculate the specific efficiency for the detector and each of the samples analyzed. In addition, GENIE2000 calculated the uncertainty and minimum detectable activity (MDA) values based on standardized mathematical models.

The DETI and DETH detector efficiency calculation model was manual. Maestro acquisition software [36] was used to establish the areas or regions of interest (ROI) in the gamma-ray spectrum (see Figure 3) and their respective counts and associated uncertainties. For the scintillation detectors, the energies of 1764 KeV for  $^{214}\text{Bi}$ , 2614.5 keV for  $^{208}\text{Tl}$  corresponding to the natural series of  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$ , respectively, and 364.5 keV for  $^{131}\text{I}$  and 1460.8 keV for  $^{40}\text{K}$  were established. The amplitude of the regions of interest corresponds to 15% of the energy value on both sides of the maximum peak of the characteristic radionuclide [10] and the total spectrum amplitude ranged between 24 and 3092 keV. The contribution of K in the ROIs of U and Th was not significant, and the RGU-1 standard is almost pure U; thus, Th and K's contribution can be neglected. The K standard contains mainly Cl, I, Br, Na, and thus Th and U's activity can be neglected. In the RGTh-1 standard for Th, there was a negligible amount of K present, while U cannot be ignored.

On the other hand, a series of interferences was observed to the left of the peaks due to the Compton continuum coming from the higher energy events and lower energy peaks



**Figure 3.** Idealized model of the regions of interest (ROI) and interferences of the decomposition method

of K, U, and Th (see Figure 3). Figure 4 presents a comparative spectrum in counts vs energy obtained with DETH for the background using the B<sub>2</sub> material of density 1.45 g/cm<sup>3</sup> (blue color) and the reference material RGU-1 (green color), where one can see the interfering peaks coming from U in the ROIs of Th, K, and <sup>131</sup>I. Additionally, two interfering peaks was observed on the right side of the spectrum on both sides of the thorium region, coming from <sup>214</sup>Bi [37]. In the GeHp equipment (DET02), the spectrum obtained for the reference material RGU-1 in counts vs energy shows the peaks coming from U between 1750 and 2640 keV. However, they did not interfere in the 2614 peak of <sup>208</sup>Tl due to the high resolution of the detector (see Figure 4). A similar analysis for the Th and K reference materials showed that the lower energy peaks of U and Th generated interference in the K and iodine regions of interest; Th did not generate considerable interference in the U region, and the iodine region was the most affected by the interferences coming from U and Th.

The spectra analyses for DETI and DETH were performed according to the following procedure with an own mathematical development. The sample spectrum can be represented as a superposition of the spectra of radionuclides contained in it and the background (see Figure 3). The activity concentration  $[R]$  in (Bq/Kg) for each of the four regions of the sample spectrum is represented as:

$$[R] = \frac{cps_{nR}}{e_R^{p_m}} \quad (2)$$

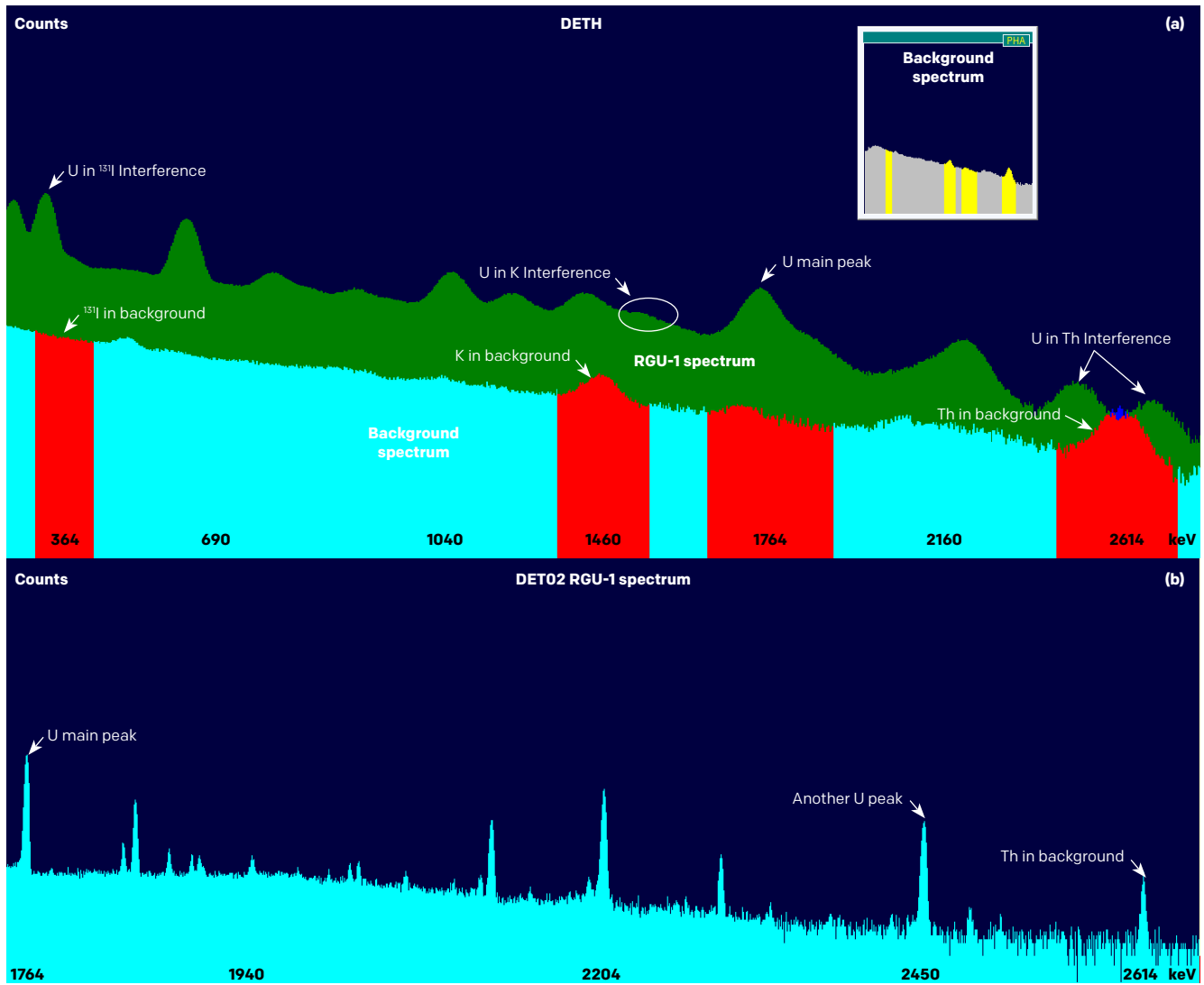
Where  $R$  is the analysis regions for the <sup>238</sup>U, <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, and <sup>131</sup>I in that order, and cps are the counts per second. The term  $e_R^{p_m}$  in cps (Bq/Kg)<sup>-1</sup> is defined as the efficiency for the characteristic radionuclide in the R region considering the correction to background and self-absorption by the sample density ( $\rho_m$ ), which is expressed as:

$$e_R^{p_m} = e_R \frac{\rho_m}{\rho_{sR}} \quad (3)$$

Where  $\rho_m$  is the density of the sample analyzed in (g/cm<sup>3</sup>) and  $\rho_{sR}$  is the density of the standard for the characteristic radionuclide in the R region. The quantity  $e_R$  in cps (Bq/Kg)<sup>-1</sup> is defined as the efficiency for the characteristic radionuclide in the R region and is calculated during the calibration of the spectrometer using the standard sources. The correction to the efficiency term is because the density of the sample is usually not the same as the standard, so one assumes a linear dependence of the efficiency term on the density of the samples.

The term  $cps_{nR}$  corresponds to the net count rate ( $n$ ) in R region in cps and is expressed as:

$$cps_{nR} = cps_{iR} - \sum_{i \neq R} cps_{iR} - cps_{fR} \quad (4)$$



**Figure 4.** a) Comparative spectrum in counts vs energy (keV) between the background using a material without radioactivity, B<sub>2</sub>, ( $\rho_2 = 1.45 \text{ g/cm}^3$ ) (in blue color and shown in the small window) and the RGU-1 material (in green color) obtained with DETH; b) RGU-1 spectrum in counts vs energy obtained with DET02 between 1750 and 2640 keV

where  $i$  is the radionuclide  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ , and  $^{131}\text{I}$  in that order, and  $cps_{iR}$  the total count rate (t) in the R region. The term  $cps_{iR}$  is the count rate caused by radionuclide  $i$  in the R region in cps, which is used for the calculation of the contribution or interference factor of radioisotope  $i$  in the R region,  $C_{iR}$ , given by the expression:

$$C_{iR} = \frac{cps_{iR}}{cps_{ni}} \quad (5)$$

where  $cps_{ni}$  is the net count rate (n) for the radionuclide  $i$  in cps.

The term  $cps_{fR}$  corresponds to the background count rate (f) in the region R, which is corrected for sample density and is given by the expression:

$$cps_{fR} = cps_{fi}^{corr} \times \theta_R^{corr} \quad (6)$$

where  $cps_{fi}^{corr}$  is the corrected for density total background count rate (corr), which includes the counts in the total spectrum amplitude. The calculation of this factor considers the ten recent measurements of total background count rate obtained with the use of the two materials without radioactivity (B<sub>1</sub> and B<sub>2</sub>) of density 1.0 ( $\rho_1$ ) and 1.45 ( $\rho_2$ ) g/cm<sup>3</sup>

respectively, for a time of 55 000 s (15.3 h) each, where these values are used to adjust equations 7a and 7b through a linear interpolation. The expression 7a is used to correct the background count rate for sample with density values greater than 1.25 g/cm<sup>3</sup> and expression 7b for lower values. The background counts obtained with the B<sub>1</sub> material of  $\rho_1$  is used when the correction for the sample density is not considering.

$$cps_{ft}^{corr} = cps_{fct}^{\rho_2} \times \left[ 1 + \frac{(\rho_2 - \rho_m)}{(\rho_2 - \rho_1)} (k - 1) \right] \quad (7a)$$

$$cps_{ft}^{corr} = \frac{cps_{fct}^{\rho_1}}{\left[ k - \frac{(\rho_2 - \rho_m)}{(\rho_2 - \rho_1)} (k - 1) \right]} \quad (7b)$$

The constant  $k$  is the best linear adjustment to obtained the equations 7a and 7b. The term  $cps_{fct}^{\rho_2}$  is the total background count rate in the entire spectrum amplitude obtained prior to sample analysis, using the B<sub>2</sub> material of  $\rho_2$  and  $cps_{fct}^{\rho_1}$  is the total background count rate using the B<sub>1</sub> material of  $\rho_1$ .

The term  $\theta_R^{corr}$  corresponds to the corrected background fraction in the region R, which is expressed as:

$$\theta_R^{corr} = \theta_R^{\rho_1} + (\theta_R^{\rho_2} - \theta_R^{\rho_1}) \times \frac{(\rho - \rho_1)}{(\rho_2 - \rho_1)} \quad (8)$$

where  $\theta_R^{\rho_1}$  is the average of the fraction between the background count rate in the region R and the total background count rate obtained with the use of the B<sub>1</sub> material of  $\rho_1$  ( $cps_{fR}^{\rho_1} / cps_{fct}^{\rho_1}$ ), the term  $\theta_R^{\rho_2}$  is the same fraction between the background count rate, but obtained with the use of the B<sub>2</sub> material of  $\rho_2$  ( $cps_{fR}^{\rho_2} / cps_{fct}^{\rho_2}$ ).

Included in the calculation method is a contribution factor due to U interferences in the region of Th,  $C_{UTh}$ , which is calculated by the ratio of the net counts of thorium and uranium in the thorium ROI ( $cps_{UTh} / cps_{nTh}$ ) obtained with the reference materials RGTh and RGU respectively. Making use of this factor adjusts the calculation of the thorium activity concentration using the following expression:

$$[Th] = [Th] - C_{UTh} \times [U] \quad (9)$$

The value of the detection limit for the proposed decomposition method, according to the theoretical approximations of Currie's work [38], is determined by the following expression:

$$LOD_R = \frac{4,66 + 2,71 \times \sqrt{(\sum_{i \neq R} cps_{iR} + cps_{fR}) \times t}}{e_R^{\rho_m}} \quad (10)$$

where  $LOD_R$  is the detection limit for the characteristic radionuclide in the R region given in (Bq/Kg) and  $t$  is the measuring time in seconds.

Measurement uncertainties were calculated following the ISO 5725 series [14] and provided with a confidence level of 0.95, consisting of random (statistical) and systematic errors. Systematic errors were mainly due to uncertainties associated with the certification of calibration sources and interferences of radioisotope  $i$  in the R region, reflected in the calculation of spectrometer efficiency coefficients, and uncertainties related to the measurement of sample mass. For the determination of the expanded uncertainty for the radionuclide R ( $U_{[R]}$ ), the following expression was used:

$$U_{[R]} = k * [R] * \sqrt{\frac{U_{cps_{nR}}^2}{(cps_{nR})^2} + \frac{U_{e_R^{\rho_m}}^2}{(e_R^{\rho_m})^2}} \quad (11)$$

where  $U_{cps_{nR}}^2$  in cps is the expanded uncertainty of the net count rate in the region R and  $U_{e_R^{\rho_m}}^2$  in cps (Bq/Kg)<sup>-1</sup> is the expanded uncertainty of the efficiency for the radionuclide R considering the correction to self-absorption by the sample density ( $\rho_m$ ).

### 3. Results and discussion

This study makes a comparison between the activity concentration results obtained for the GeHp detector (DET02) and the sodium iodide detectors (DETI and DETH) with and without using the natural background counts correction proposed in this work. The background counts obtained with the material without radioactivity of  $\rho_1$  was used when the correction for the sample density is not considering. Soil, water, and sediment samples were analyzed during an acquisition time of 172 800 s (48 h). Table 1 presents the con-

centration values, which shows a percentage variation from 2.5 to 80.5 when comparing the results of K, U, and Th with and without the background correction for water and sediment samples, finding a greater difference in the sample with higher density (SED1).

A coefficient of variation in percentage (% CV) was performed for the K, U, and Th detectable data of water and sediment samples, which are measured with the DET02, DETI and DETH with and without the background correction in the calculation model of sodium iodide detectors. It was observed that concentration values obtained with the three spectrometers for K, U a Th are comparable, where the coefficient of variation is lower to 21.7% when the background correction is included (see Table 1); the results statistics can be improved with a larger number of samples. The DETH, of greater size and efficiency with respect to the DETI, presented uncertainty values closer to those obtained with the DET02. The uncertainty values for K and U were above 10% and for Th less than 7% for both sodium iodide detectors. DET02 recorded uncertainty values below 7% in all cases. The uncertainty values did not decrease with the background correction, given the small contribution of this counting rate in the expanded uncertainty calculation.

The systematic errors of the sodium iodide detectors were mainly due to the uncertainties associated with the certification of the calibration sources and the interferences of the radioisotope *i* in the R region, which is reflected in the

calculation of the spectrometer efficiency coefficients. For the reference materials used, RGTh, RGU, and KCl, the uncertainty value for Th corresponded to 2.0%, for U to 0.5%, and for K to 0.6%. On the other hand, the contribution or interference factor,  $C_{iR}$ , increased to the left of the spectrum in the lower energy ROIs, causing the uncertainty value to be higher in the K region, before decreasing towards the Th region. The GeHp equipment presented lower measurement uncertainty due to the better calculation statistics associated with calculation software and its high resolution.

The water samples analyzed have non-detectable values of the radionuclides of interest due to the low concentration of U and Th. In addition, the proposed decomposition method presents a higher number of interferences in the left regions of the spectrum with energies below 1460 keV, which may affect the determination of <sup>131</sup>I and K. However, as the previous results show, the environmental water samples did not present detectable contents of U, Th, or K, which allows an adequate determination of <sup>131</sup>I in water, inasmuch as the latter, being of an anthropic nature, does not usually occur simultaneously with NORM.

Table 2 shows the results of the activity concentration and the detection limit (LOD) of the samples, analyzed with DETI with a measuring time equal to 55 000 and 172 800 s. The equation 10, for LOD, depends on the measuring time and sample interference counts in the interesting regions for K, U and Th. The interference counts avoid a greater decrease

**Table 1.** Activity concentration of real samples using a correction in the background counts

Analysis	Sample	DET02	DETI	DETH	DET02	DETI	DETH	DET02	DETI	DETH
		K (Bq/kg)			U (Bq/kg)			Th (Bq/kg)		
With correction	S1 ( $\rho = 1.6$ )	309.0 ± 13.7	261.0 ± 97.3	213.2 ± 30.7	57.7 ± 4.8	37.5 ± 23.7	45.4 ± 6.0	105.0 ± 6.3	84.9 ± 5.4	105.0 ± 6.1
	SED1 ( $\rho = 2.1$ )	162.0 ± 7.3	148.7 ± 70.1	143.0 ± 21.6	34.5 ± 2.9	27.4 ± 17.1	26.8 ± 4.2	36.8 ± 2.3	38.5 ± 2.8	37.3 ± 2.5
	A1 ( $\rho = 1.0$ )	< 9.9	< 31.3	< 26.0	3.6 ± 0.8	< 8.6	< 6.8	< 3.2	< 7.9	< 6.2
	% CV S1		18.4			21.7			11.8	
	% CV SED1		6.4			14.5			2.3	
Without correction	S1	309.0 ± 13.7	254.8 ± 98.0	177.5 ± 35.7	57.7 ± 4.8	40.0 ± 23.8	25.2 ± 6.4	105.0 ± 6.3	81.5 ± 5.3	94.5 ± 5.6
	SED1	162.0 ± 7.3	140.2 ± 70.4	113.9 ± 25.7	34.5 ± 2.9	31.3 ± 17.1	< 7.0	36.8 ± 2.3	33.6 ± 2.6	31.3 ± 2.2
	A1	< 9.9	< 31.3	< 26.0	3.6 ± 0.8	< 8.6	< 6.8	< 3.2	< 7.9	6.2
	% CV S1		26.8			39.7			12.6	
	% CV SED1		17.4			-			8.2	
% Variation With vs without correction	S1	-	2.5	20.1	-	6.4	80.5	-	4.2	11.1
	SED1	-	6.0	25.5	-	12.5	282.4	-	14.4	19.2



**Table 2.** Activity concentration and LOD with measuring time equal to 55 000 and 172 800 s using the DETI

Sample	Measuring time (s)	Concentration of activity			Detection limits		
		K (Bq/kg)	U(Bq/kg)	Th (Bq/kg)	LOD K	LOD U	LOD Th
S1	55 000	250.4 ± 93.9	34.6 ± 21.0	92.5 ± 6.9	65.7	18.1	14.0
	172 800	261.0 ± 97.3	37.5 ± 23.7	84.9 ± 5.4	36.9	10.0	7.8
SED1	55 000	125.2 ± 58.8	21.0 ± 14.4	44.2 ± 4.1	66.4	18.3	14.1
	172 800	148.7 ± 70.1	27.4 ± 17.1	38.5 ± 2.8	35.4	9.6	7.7
A1	55 000	62.6 ± 125.5	< 17.3	16.6 ± 6.8	59.2	16.9	14.3
	172 800	< 31.3	< 8.6	< 7.9	31.3	8.6	7.9

in the value of the LOD when the background correction is used. The table shows that the limits of detection decrease with increasing measuring time and increasing analysis time generates higher counting statistics and measurement accuracy. The uncertainty of the concentration increases when the value is close to the method detection limit, and the concentration is lower than the global average [2], [3].

Table 3 shows the values the range of limits of detection obtained with DETI for a given measuring time. The value of the world average natural concentration presented for K, U, and Th, establishes a methodological reference framework for achieving LOD less than or equal to 50% of the value of each radionuclide for each sample.

**Table 3.** Range of LOD using DETI

Measuring time (s)	Range of detection limits		
	K (Bq/kg)	U(Bq/kg)	Th (Bq/kg)
172 800	31.3-36.9	8.6-10.0	6.9-7.9
55 000	62.6	17.3-18.5	14.2-15.0
Natural reference concentration	400	35	30

The above table shows that for a measuring time of 172 800 s (48 hours), this method obtains a detection limit four times lower than the world average concentration value, and for the time of 55 000 s (15.3 hours), the LOD is less than half of the world average value. NaI(Tl) detectors are characterized by their high detection efficiency suitable for low radiation level materials, using a measuring time of 55 000 s that allows to obtain an appropriate detection limit and the analysis of one sample per day.

#### 4. Conclusions

This study proposes the inclusion of a mathematical correction associated with the background in the decomposition method used to calculate the activity concentration with

NaI(Tl) detectors of low energy resolution. The improvement included a correction to the natural background counts considering the sample density and a simplified self-attenuation calculation. A comparison of the concentration values obtained with two sodium iodide detectors and a GeHp detector was carried out for soil, sediment, and water samples from an area of interest. In addition, the effect of varying measuring times on activity concentration, detection limit, and measurement uncertainty was analyzed.

Relevant percentage variations were obtained for the K, U, and Th activity concentration results, including the background counts correction, where the higher density samples present the greatest influence. Comparable activity concentration values between detectors were found for the samples analyzed, which corroborated the results obtained with the proposed calculation method and the inclusion of the background correction for sodium iodide equipment. The measurement uncertainty and limits of detection for the NaI(Tl) detectors were higher than those obtained with the GeHp equipment due to the low resolution, the use of a decomposition method, and the presence of interferences in the regions of interest. Non-detectable values of K, U, Th, and their interferences were recorded in the water samples analyzed, allowing for the determination of <sup>131</sup>I in water.

#### Acknowledgements

The authors would like to thank Tatiana Ávila, Kelly Marcela Triana, and Evelin Mora, who were involved in lab work for this study. We also thank the Editorial Committee of Servicio Geológico Colombiano for their constructive help and comments.

#### References

- [1] A. A. Safarov, A. N. Safarov, A. N. Azimov, and I. G. Darby, "Rapid assessment methodology in NORM measurements from building materials of Uzbekistan", *Journal*

- of *Environmental Radioactivity*, vol. 169-170, pp. 186-191, Apr. 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.01.019>
- [2] M. Charles, *UNSCEAR Report 2000: Sources and Effects of Ionizing Radiation*, vol. 21, no. 1, 2001.
- [3] K. Kovler *et al.*, “Can scintillation detectors with low spectral resolution accurately determine radionuclides content of building materials?”, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 77, pp. 76-83, 2013. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2013.02.022>
- [4] A. N. Azimov *et al.*, “Gamma-spectrometric determination of natural radionuclides and  $^{137}\text{Cs}$  concentrations in environmental samples. The improved scintillation technique”, *Radiation Measurements*, vol. 43, no. 1, pp. 66-71, 2008. <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2007.11.006>
- [5] A. N. Azimov, A. A. Safarov, A. N. Safarov, A. K. Inoyatov, I. T. Muminov, and D. S. Rashidova, “Radioactivity of Natural Waters in Nurabad District of Samarkand Region”, *Atomic Energy*, vol. 118, no. 3, pp. 222-225, 2015. <https://doi.org/10.1007/s10512-015-9982-9>
- [6] J. Swakoń *et al.*, “Radon concentration in soil gas around local disjunctive tectonic zones in the Krakow area”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 78, no. 2, pp. 137-149, Oct. 2005. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2004.04.004>
- [7] A. Kadum and B. Dahmani, “Efficiency calculation of NaI(Tl)  $2 \times 2$  well-shaped detector”, *Instruments and Experimental Techniques*, vol. 58, no. 3, pp. 429-434, 2015. <https://doi.org/10.1134/S0020441215030070>
- [8] A. Perez-Andujar and L. Pibida, “Performance of CdTe, HPGe and NaI(Tl) detectors for radioactivity measurements”, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 60, no. 1, pp. 41-47, 2004. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2003.10.006>
- [9] International Atomic Energy Agency, “Guidelines for radioelement mapping using gamma ray spectrometry data”, *Encyclopedia of Atmospheric Sciences*, vol. 4, no. July, pp. 1549-1555, 2003.
- [10] P. Chiozzi, P. De Felice, A. Fazio, V. Pasquale, and M. Verdoya, “Laboratory application of NaI(Tl)  $\gamma$ -ray spectrometry to studies of natural radioactivity in geophysics”, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 53, no. 1-2, pp. 127-132, 2000. [https://doi.org/10.1016/s0969-8043\(00\)00123-8](https://doi.org/10.1016/s0969-8043(00)00123-8)
- [11] L. J. Meng and D. Ramsden, “An Inter-comparison of three spectral-deconvolution algorithms for gamma-ray spectroscopy”, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, vol. 47, no. 4 PART 1, pp. 1329-1336, 2000. <https://doi.org/10.1109/23.872973>
- [12] A. T. Azimov *et al.*, “Radionuclides in Lichens, Plants, and Soil in the Spurs of the Zarafshan Mountain Range”, *Atomic Energy*, vol. 120, no. 4, pp. 285-288, 2016. <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0131-x>
- [13] I. T. Muminov, A. K. Muhamedov, B. S. Osmanov, A. A. Safarov, and A. N. Safarov, “Application of NaI(Tl) detector for measurement of natural radionuclides and  $^{137}\text{Cs}$  in environmental samples: New approach by decomposition of measured spectrum”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 84, no. 3, pp. 321-331, 2005. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2005.02.017>
- [14] International Organization for Standardization - ISO, “Accuracy (trueness and precision) of measurement methods and results — Part 2: Basic method for the determination of repeatability and reproducibility of a standard measurement method”, *ISO 5725-2*, 2019. [Online]. Available: <https://www.iso.org/standard/69419.html>
- [15] K. Benaissa, L. N. Seladji, A. Kadum, and B. Dahmani, “Radionuclide Assessment in Imported Powdered Infant Milk Consumed in Algeria and Radiation Hazard Indices”, *Radiochemistry*, vol. 62, no. 5, pp. 673-680, 2020. <https://doi.org/10.1134/S106636222005015X>
- [16] F. Mosos, A. M. Velásquez, E. T. Mora, and C. D. Tello, “Determination of  $^{131}\text{I}$  activity concentration and rate in main inflows and outflows of Salitre wastewater treatment plant (WWTP), Bogota”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 225, 2020. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106425>
- [17] M. K. Xhixha *et al.*, “Uranium distribution in the Variscan Basement of Northeastern Sardinia”, *Journal of Maps*, vol. 12, no. 5, pp. 1029-1036, 2016. <https://doi.org/10.1080/17445647.2015.1115784>
- [18] A. Giraldo-Osorio, A. Ruano-Ravina, L. Varela-Lema, J. M. Barros-Dios, and M. Pérez-Ríos, “Residential radon in central and south america: A systematic review”, *International Journal of Environmental Research and Public Health*, vol. 17, no. 12, pp. 1-11, 2020. <https://doi.org/10.3390/ijerph17124550>
- [19] I. C. Celik and M. Kosal, “Assessment of Environmental Radioactivity and Health Hazard in Soil, Water, and Stone Samples in Siverek Town of Sanliurfa Province in Southeastern Turkey”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 225, 2020. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106425>

- tern Turkey”, *Procedia Computer Science*, 2019, vol. 158, pp. 125-134. <https://doi.org/10.1016/j.procs.2019.09.035>
- [20] A. A. Tajuddin, S. J. Hu, and M. Sakanoue, “Continuous measurements of radiation levels along the west coast highway of Peninsular Malaysia”, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 45, no. 11, pp. 1117-1119, 1994. [https://doi.org/10.1016/0969-8043\(94\)90193-7](https://doi.org/10.1016/0969-8043(94)90193-7)
- [21] A. Naumenko *et al.*, “Autonomous NaI(Tl) gamma-ray spectrometer for in situ underwater measurements”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 908, pp. 97-109, 2018. <https://doi.org/10.1016/j.nima.2018.08.001>
- [22] C. Tsabaris and D. Ballas, “On line gamma-ray spectrometry at open sea,” *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 62, no. 1, pp. 83-89, 2005. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2004.06.007>
- [23] A. J. Parker, C. Boxall, M. J. Joyce, and P. Schotanus, “A thalium-doped sodium iodide well counter for radioactive tracer applications with naturally-abundant  $^{40}\text{K}$ ”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 722, pp. 5-10, 2013. <https://doi.org/10.1016/j.nima.2013.04.034>
- [24] M. Baldoncini *et al.*, “Investigating the potentialities of Monte Carlo simulation for assessing soil water content via proximal gamma-ray spectroscopy”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 192, pp. 105-116, 2018. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2018.06.001>
- [25] E. R. Van der Graaf, J. Limburg, R. L. Koomans, and M. Tijs, “Monte Carlo based calibration of scintillation detectors for laboratory and in situ gamma ray measurements”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 102, no. 3, pp. 270-282, 2011. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2010.12.001>
- [26] R. Vlastou, I. T. Ntziou, M. Kokkoris, C. T. Papadopoulos, and C. Tsabaris, “Monte Carlo simulation of  $\gamma$ -ray spectra from natural radionuclides recorded by a NaI detector in the marine environment”, *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 64, no. 1, pp. 116-123, 2006. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2005.07.011>
- [27] A. Varley, A. Tyler, and C. Wilson, “Near real-time soil erosion mapping through mobile gamma-ray spectroscopy”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 223-224, 2020. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106400>
- [28] Consejo de Seguridad Nuclear - CSN, “Procedimiento de toma de muestras de sedimentos para la determinación de la radiactividad ambiental”, *Colección Informes Técnicos 11.2007 Serie Vigilancia Radiológica Ambiental. Procedimiento 1.10*, 2007.
- [29] Consejo de Seguridad Nuclear - CSN, “Procedimiento para la conservación y preparación de muestras de suelo para la determinación de la radiactividad”, *Colección Informes Técnicos 11.2003 Serie Vigilancia Radiológica Ambiental. Procedimiento 1.2*, 2003.
- [30] Consejo de Seguridad Nuclear - CSN, “Procedimiento de toma de muestras para la determinación de la radiactividad en suelos: capa superficial”, *Colección Informes Técnicos 11.2003 Serie Vigilancia Radiológica Ambiental. Procedimiento 1.1*, 2003.
- [31] Consejo de Seguridad Nuclear - CSN, *Procedimiento para la preparación de muestras de agua para determinar la actividad de emsores gamma. Tetnección de yodo y extracción selectiva de cesio*. 2007.
- [32] Mirion Technologies, “Scintillation, CZT Detectors & Options”. [Online]. Available: <https://www.mirion.com/products/scintillation-czt-detectors-options>
- [33] Mirion Technologies, “Germanium Detectors Data Sheet”. [Online]. Available: <https://www.mirion.com/products/germanium-detectors>
- [34] IAEA, “Preparation of  $\gamma$ -ray Spectrometry Reference Materials RGU-1, RTh-1 and RGK-1”, *Report-IAEA/RL/148*, vol. Vienna: IAE, 1987.
- [35] Canberra Industries, “Genie™ 2000 Spectroscopy Software”, 2006.
- [36] Ortec, “Maestro Software User’s Manual”, 2012. [Online]. Available: <https://www.ortec-online.com/-/media/ametekortec/manuals/a65-mnl.pdf>
- [37] R. L. Heath, “Gamma Ray Spectrum Catalogue. Ge and Si Detector Spectra”, vol. Fourth Ed, 1998.
- [38] L. A. Currie, “Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination: Application to Radiochemistry”, *Analytical Chemistry*, vol. 40, no. 3, pp. 586-593, 1968. <https://doi.org/10.1021/ac60259a007>

## Determinación de polonio – 210 ( $^{210}\text{Po}$ ) en alimentos y agua: una revisión (2014-2019)

*Determination of polonium - 210 ( $^{210}\text{Po}$ ) in food and water: a review (2014-2019)*

Nataly Rocío Barbosa González<sup>1</sup>, Jaidith Marisol Ramos Rincón<sup>1</sup>

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 5, 26-43, 2021  
**Recibido:** 13 de julio de 2021  
**Aceptado:** 27 de agosto de 2021  
**Publicado en línea:** 28 de octubre de 2021  
**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.592>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

**Citación:** N. R. Barbosa González y J. M. Ramos Rincón, “Determinación de polonio-210 ( $^{210}\text{Po}$ ) en alimentos y agua: una revisión (2014-2019)”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 26-43, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.592>

### Resumen

El polonio-210 ( $^{210}\text{Po}$ ) es uno de los radionúclidos que genera mayor preocupación debido a su radiotoxicidad. La mayoría del  $^{210}\text{Po}$  que se encuentra en nuestro entorno se produce de forma natural y su distribución ambiental es el resultado de dos procesos principales: 1) la liberación de radón-222 ( $^{222}\text{Rn}$ ) de la corteza terrestre y 2) la disolución del radio-226 ( $^{226}\text{Ra}$ ) en fuentes hídricas, ambas, matrices ambientales dinámicas que contribuyen a la dispersión de radioisótopos y de procesos antropogénicos como el de las industrias de fosfato, la minería de uranio y la explotación de carbón, responsables de la liberación de  $^{210}\text{Po}$  en acuíferos. Es importante reconocer que por medio de las redes tróficas se puede generar distribución de este radioisótopo, pues está presente en varios alimentos y en el agua. Para ampliar esta información, se realizó una revisión bibliográfica, siguiendo la metodología PRISMA, y se encontró que existen varios estudios, en especial en países europeos. En América se observa que los únicos países que han adelantado investigaciones al respecto son Brasil, Canadá y Estados Unidos. En Colombia, el Instituto de Asuntos Nucleares, el Servicio Geológico Colombiano y la Universidad Nacional sede Medellín han desarrollado estudios, pero no hay publicaciones sobre este tema en las bases de datos para el periodo 2014-2019. Durante la revisión, se encontraron diferentes metodologías para la preparación de muestras y análisis de  $^{210}\text{Po}$  en alimentos y agua, por tanto, se elaboró una metodología que reuniera los métodos más económicos y fiables para futuras investigaciones de tipo experimental. Se concluye que es importante monitorear los alimentos para la determinación y cuantificación de elementos radiactivos, pues, de acuerdo con los datos experimentales reportados en los artículos revisados, la dosis efectiva por  $^{210}\text{Po}$  aportada por alimentos puede llegar a causar daños en la salud, sobre todo la proveniente de alimentos de mar.

**Palabras clave:** polonio-210, alimentos, agua, elementos radiactivos.

<sup>1</sup> Universidad Distrital Francisco José de Caldas, Bogotá, Colombia.  
Autora de correspondencia: Jaidith Marisol Ramos, [jmramosr@udistrital.edu.co](mailto:jmramosr@udistrital.edu.co)

### Abstract

Polonium-210 (<sup>210</sup>Po) is one of the most concerning radionuclides due to its radiotoxicity. Most of the <sup>210</sup>Po found in our environment is naturally occurring and distributed by two main processes: 1) the release of radon-222 (<sup>222</sup>Rn) from the Earth's crust and 2) the dissolution of radium-226 (<sup>226</sup>Ra) in water sources, where both these dynamic environmental matrices contribute to the dispersion of radioisotopes, and anthropogenic processes, such as phosphate industries, uranium mining and coal exploitation, release <sup>210</sup>Po into aquifers. It is important to recognize that <sup>210</sup>Po in various foods and waters can be distributed through trophic networks. To collect further information on <sup>210</sup>Po detection, a bibliographic review was carried out following the PRISMA methodology, revealing that several studies have been performed, especially in European countries. Brazil, Canada and the United States are the only countries in the Americas that have performed studies. In Colombia, the Instituto de Asuntos Nucleares, Servicio Geológico Colombiano and Universidad Nacional de Colombia, Medellín campus, have carried out studies, but no corresponding publications were found in databases for 2014-2019. The review uncovered the use of different methodologies for the preparation of samples and analysis of <sup>210</sup>Po in food and water, and a methodology was developed to bring together the most economical and reliable methods for future experimental research. It is concluded that it is important to monitor food for the detection and quantification of radioactive elements because the experimental data reported in the reviewed articles show that the effective dose of <sup>210</sup>Po in food, especially seafood, can damage health.

**Keywords:** polonium-210, food, water, radioactive elements.

## 1. Introducción

**E**l polonio es el elemento número 84 de la tabla periódica y cuenta con 25 isótopos, todos radiactivos. El isótopo 210 es un metal radiactivo descubierto por Marie Curie y Pierre Curie en 1898, procedente de la serie de decaimiento del <sup>238</sup>U. Se encuentra habitualmente en matrices ambientales como el suelo, y especialmente en rocas ígneas como el granito y la pegmatita, y en sedimentos como conglomerados, arcillas y areniscas, pues, al ser porosos, acumulan minerales de uranio y torio [1], [2], [3] y, por ende, también están presentes radionúclidos como el <sup>210</sup>Po que pertenece a esta serie de decaimiento.

Otra matriz ambiental en la que está presente este radionúclido es la atmosférica, debido a emisiones naturales o artificiales por la producción de gases contaminantes generados por industrias de tabaco, fertilizantes fosfatados, plantas nucleares y la industria de extracción carbonífera, se encuentra también en fuentes hídricas como océanos, lagos y ríos [4], [5]. Se ha evidenciado que la mayoría de las fuentes hídricas utilizadas para la recolección de agua están contaminadas por

radioisótopos producto de los residuos de la industria de fertilizantes de fosfatos, de la meteorización de rocas graníticas y de desechos de reactores nucleares [2], [6].

De acuerdo con esto, el <sup>210</sup>Po puede ingresar al cuerpo humano por diferentes vías: oral, intravenosa, por inhalación o a través de heridas [7], [8], [9]. Según la Organización Mundial de la Salud (OMS), el ser humano está expuesto en su vida cotidiana a radiaciones ionizantes naturales y artificiales; un 8 % de esta radiación es aportada por el consumo de alimentos y agua con presencia de radionúclidos, y se estima que el <sup>210</sup>Po es uno de los mayores contribuyentes a la dosis recibida por el hombre [10].

En cuanto a la ingesta de <sup>210</sup>Po a través de alimentos, se puede decir que su absorción se produce junto con los nutrientes a través del intestino delgado, que luego es transferido a la sangre y, por consiguiente, es transportado hacia otros tejidos corporales. En varios estudios se indica que el <sup>210</sup>Po logra ser expulsado por el organismo a través de las heces y la orina, pero otros afirman que puede ser retenido en algunos tejidos, generando cambios genéticos o somáticos, como leucemia, tumores malignos y benignos, por lo que es reco-

nocido por su alta radiotoxicidad [9]. El isótopo radiactivo 210 del polonio es emisor alfa con un tiempo de vida media de 138,4 días, decayendo a <sup>206</sup>Pb, isótopo estable [11].

En estudios realizados en Bélgica, Brasil, Irán y Rusia en 2017, se demostró que estos radioisótopos afectan la salud humana y animal, y el equilibrio de las plantas [11], [12]. En Canadá, Estados Unidos y Brasil se han realizado investigaciones experimentales en las que se busca analizar la distribución y el comportamiento del <sup>210</sup>Po en diversas matrices ambientales como fuentes hídricas, suelos y alimentos, pues se considera de gran importancia científica, ecológica y de salud pública, debido a su amplia dispersión e intensa acumulación biológica y selectiva, además de que es un marcador biológico y geoquímico indirecto de <sup>210</sup>Pb [13]. Muchos estudios se han centrado en los alimentos de origen marino, debido a que los peces cumplen un papel importante en la transferencia de radionúclidos a los seres humanos, trabajos que han contribuido con datos sobre el tropismo de este radionúclido en el organismo de seres vivos [7], [9].

En Colombia, al ser un país con gran biodiversidad, se han realizado varias exploraciones para la explotación de minerales radiactivos en departamentos como Santander, Boyacá, Caldas, Cundinamarca, Huila y Guainía. Según el Servicio Geológico Colombiano hay tres proyectos activos para la explotación de <sup>238</sup>U y se han identificado casos de explotación minera informal e ilegal de elementos radiactivos [14], [15], [16]. De allí la importancia de generar trabajos de análisis de la vegetación

y fauna que están cerca a dichas explotaciones, pues, como se mencionó, el <sup>210</sup>Po tiene una vida media de 138,4 días, periodo en el que se puede depositar en vegetales, fuentes hídricas, lixiviados del suelo e incluso en animales, a partir de los cuales pueden llegar al ser humano por medio de las redes tróficas.

Hay varios trabajos dedicados a la determinación de los niveles de <sup>210</sup>Po en matrices como agua de bebida, verduras, carnes, pescados, dieta, orientados a determinar las dosis que reciben las diferentes poblaciones del mundo, asociadas a la incorporación por ingestión de este radionúclido. Por tanto, es importante realizar una revisión sobre el estado del arte en el conocimiento de la presencia de <sup>210</sup>Po en alimentos y agua, para analizar la viabilidad de adelantar estudios similares de carácter nacional [7], [17]. En este sentido, se revisaron diferentes estudios sobre la presencia de <sup>210</sup>Po en alimentos y agua, a través del método PRISMA, en diferentes bases de datos y teniendo como referencia artículos publicados entre 2014 y 2019. Asimismo, se identificaron las diferentes metodologías de cuantificación de este radionúclido para visualizar la factibilidad e importancia de realizar este tipo de estudios en Colombia [7].

## 2. Metodología

Se diseñó una investigación de tipo exploratorio, descriptivo y correlacional teórica, bajo la metodología PRISMA (*Preferred Reporting Items for Systematic Reviews and Meta-Analy-*

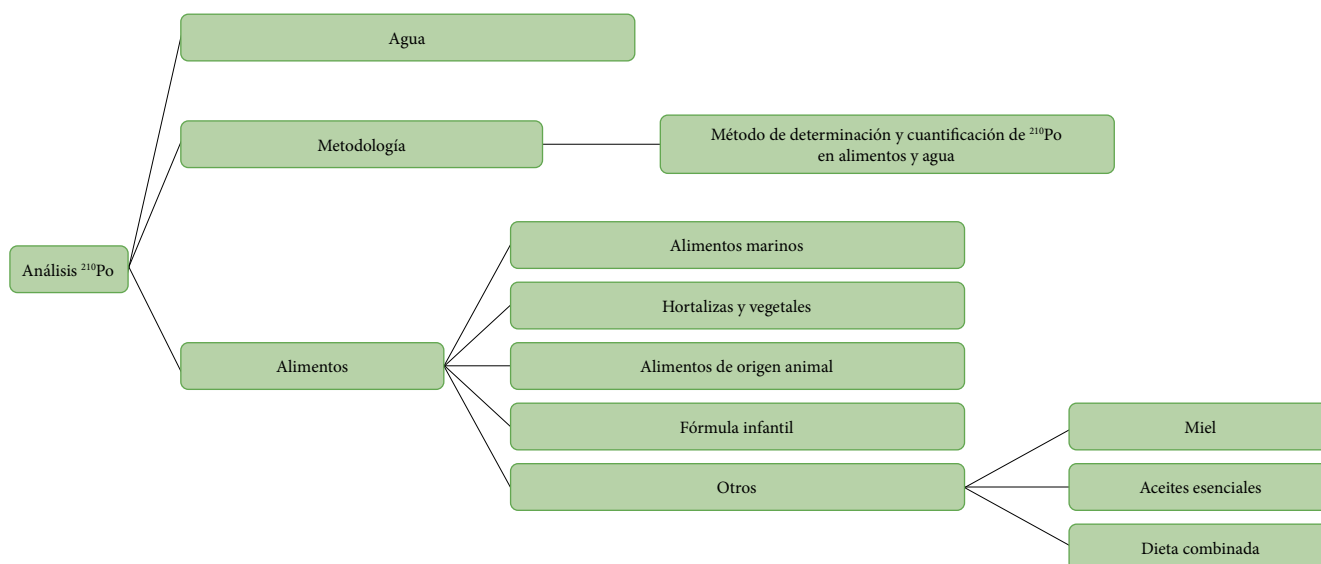


Figura 1. Estructura organizacional para el análisis de los artículos seleccionados

ses) [18]. Esta investigación se fundamentó en el interés por conocer la presencia de <sup>210</sup>Po en los alimentos y agua, así como en métodos de identificación del radionúclido y su forma de contaminación de alimentos y agua. Se utilizaron palabras clave como: “polonium 210”, “pollution” y “food” para realizar una búsqueda en las bases de datos ScienceDirect, PubMed, SpringerLink y Redalyc. Se tuvieron en cuenta los artículos de investigación y de revisión publicados entre enero de 2014 y marzo de 2019, que cumplieron con los criterios año de divulgación, especificidad en el alimento contaminado y contaminante <sup>210</sup>Po.

Para el análisis de los artículos se creó una estructura organizacional en la que se agrupan los alimentos conforme a algunas características compartidas, como se muestra en la figura 1. Cabe resaltar que el ítem “dieta combinada” hace referencia a los artículos en los que no se especifica qué alimento se estudió, pues se evaluaron alimentos elaborados como desayuno, almuerzo y cena, y se analizaron todos los alimentos a la vez, dado que es importante medir la cantidad de radioisótopos de una dieta general para conocer la dosis efectiva aportada por el consumo de alimentos en un día normal.

Se revisaron los artículos por años, continentes, países, alimentos y revistas, con el fin de extraer y discriminar los datos necesarios para los objetivos específicos de la investigación. Se buscó información sobre las características químicas, los alimentos contaminados, el lugar de contaminación, las formas de contaminación, las causas de la contaminación, el mecanismo de acción y la vida media del radionúclido.

### 3. Resultados y discusión

Para la revisión teórica bajo la metodología PRISMA, y para conocer la presencia de <sup>210</sup>Po en los alimentos y agua, así como los métodos de determinación y cuantificación del radionúclido y la forma de contaminación, se compararon los resultados obtenidos por cada base de datos y se discriminaron los artículos repetidos, ejercicio que arrojó un total de 75 artículos, de los cuales 73 eran artículos de investigación y solo 2 de revisión bibliográfica.

#### 3.1. Análisis inicial de la información

Inicialmente se realizó la clasificación de los artículos por año, continente, país, alimento y revista, con el fin de extraer

y discriminar la información, y realizar un análisis profundo que diera cuenta de las características químicas, alimentos contaminados, lugar de contaminación, formas de contaminación, causas de la contaminación, mecanismo de acción y vida media del radionúclido.

##### 3.1.1. Análisis de la información inicial por bases de datos

Durante la revisión se encontró que la base de datos que aloja más artículos sobre el tema es ScienceDirect (33 artículos), entre estos los dos de revisión. Posteriormente, las bases de datos PubMed y SpringerLink registraron 18 artículos, cada una; PubMed, orientada a la publicación de investigación biomédica, enfatiza en los efectos generados por la ingestión de radionúclidos a través de alimentos; SpringerLink publica investigaciones en diferentes áreas, por lo que, quizás, se encuentra una menor cantidad de material. Por último, en Redalyc se ubicaron 6 artículos, para un total de 75 (figura 2).

##### 3.1.2. Análisis inicial por revista

La revista que más artículos ha publicado sobre la presencia y determinación de <sup>210</sup>Po es el *Journal of Environmental Radioactivity* con 24 artículos (figura 3); su contenido aborda información científica sobre la radiactividad y los diferentes sistemas naturales a nivel internacional. La segunda revista con más publicaciones fue el *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, con 8 artículos; divulga escritos originales, cartas, artículos de revisión y comunicaciones breves sobre química nuclear y sus efectos en el ambiente y la salud

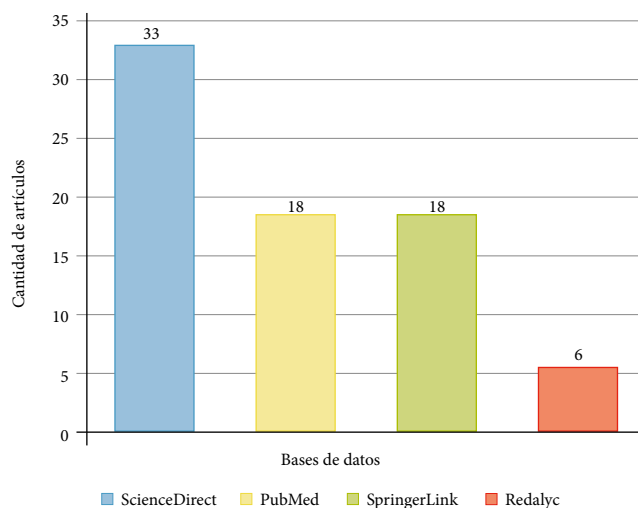


Figura 2. Número de artículos encontrados por base de datos

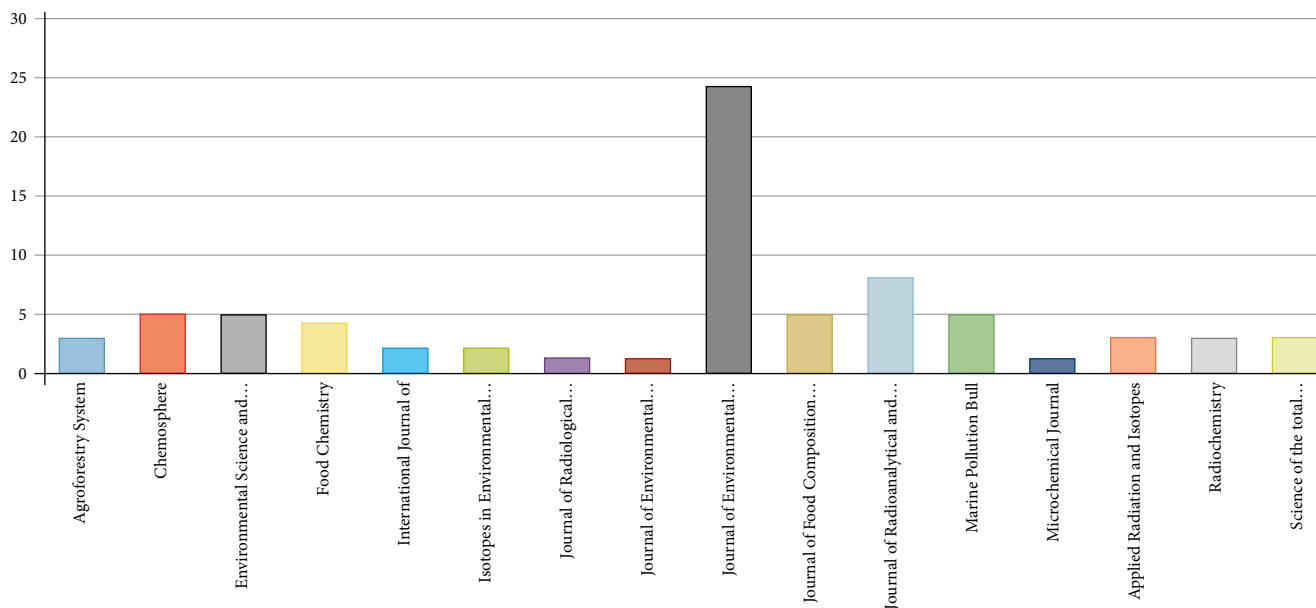


Figura 3. Número de artículos publicados por revista

humana. Las revistas *Chemosphere*, *Environmental Science and Pollution Research* y *Marine Pollution Bull* (5 artículos, cada una) se basan en la investigación de contaminación de matrices ambientales desde diferentes enfoques, y no necesariamente desde los elementos radiactivos. Los demás artículos están distribuidos de manera homogénea entre las revistas restantes.

### 3.1.3. Análisis de la información inicial por año de publicación

Con respecto a los años de mayor publicación de artículos sobre el tema, se encontró que en el 2018 se publicaron 16, pero en los años 2014, 2015, 2016 y 2017 no hubo una diferencia notable (figura 4), lo cual se debe a que muchas de las investigaciones al respecto tuvieron un auge después del accidente nuclear de Fukushima en 2011, año a partir del cual se evidenciaron cambios en los ecosistemas de la geografía cercana al sitio de accidente.

Por esta razón, en 2016 Japón presentó un informe sobre las condiciones en la central nuclear de Fukushima Daiichi de TEPCO al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), que ha realizado un seguimiento del nivel de radionúclidos en agua, sedimentos, fauna y flora para verificar que las matrices ambientales no estén contaminadas por isótopos liberados al ambiente después de ese desastre [19]. En 2015 se publicaron 14 artículos relacionados con el tema; seguido

por 2014, con 13; luego 12 artículos en 2016, 12 en 2017, y 8 en los tres primeros meses de 2019, que sugiere que en 2019 habría un incremento de las publicaciones sobre el tema. En general, se evidenció que el número de artículos se mantuvo en un promedio de 12 por año.

### 3.1.4. Análisis de la información inicial por artículos publicados por continente

De acuerdo con la figura 5, el continente que más investigaciones ha realizado sobre el tema es Europa, con 36 artículos; esto se puede deber a que en esta región se encuentra la

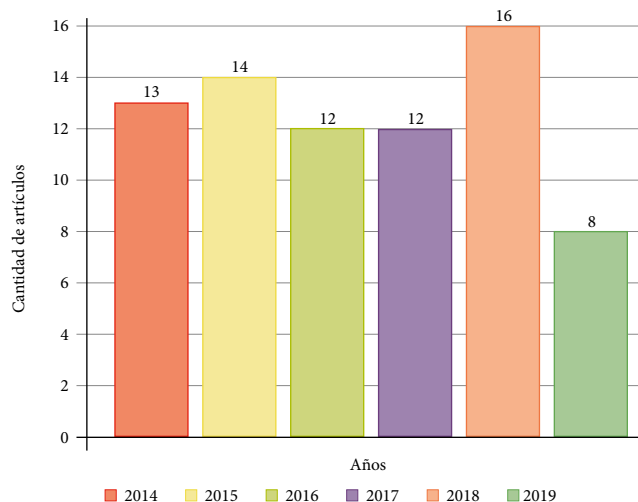


Figura 4. Número de artículos publicados por año



mayor cantidad de centrales nucleares del mundo (figura 6). El segundo continente con más publicaciones es Asia, con 27 artículos, pues, al igual que Europa, tiene un número importante de centrales nucleares, pero, además, porque de

acuerdo con los estudios realizados en este espacio geográfico, hay gran cantidad de rocas ígneas ricas en elementos radiactivos, que han generado contaminación por radioisótopos en varias matrices ambientales. Asia es seguido por América con 9 artículos. Por otro lado, está Oceanía con 3 artículos, pues no hay centrales nucleares en este continente (ver figura 6). Sin embargo, han visto la necesidad de realizar estudios por los accidentes nucleares en Asia, que han generado cambios en algunas de sus zonas geográficas. Por último, África no ha publicado artículos al respecto, aunque muchos de los estudios realizados por investigadores de otros continentes se han llevado a cabo allí. En cuanto a la Antártida, no se encontró información sobre investigaciones de este tipo.

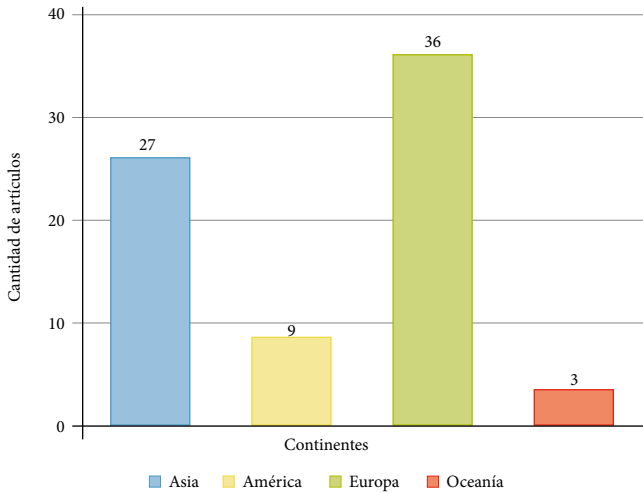


Figura 5. Número de artículos publicados por continente

### 3.1.5. Análisis de la información inicial por país de publicación

Los países que más han publicado artículos de investigación sobre la presencia de <sup>210</sup>Po en alimentos son Polonia e India

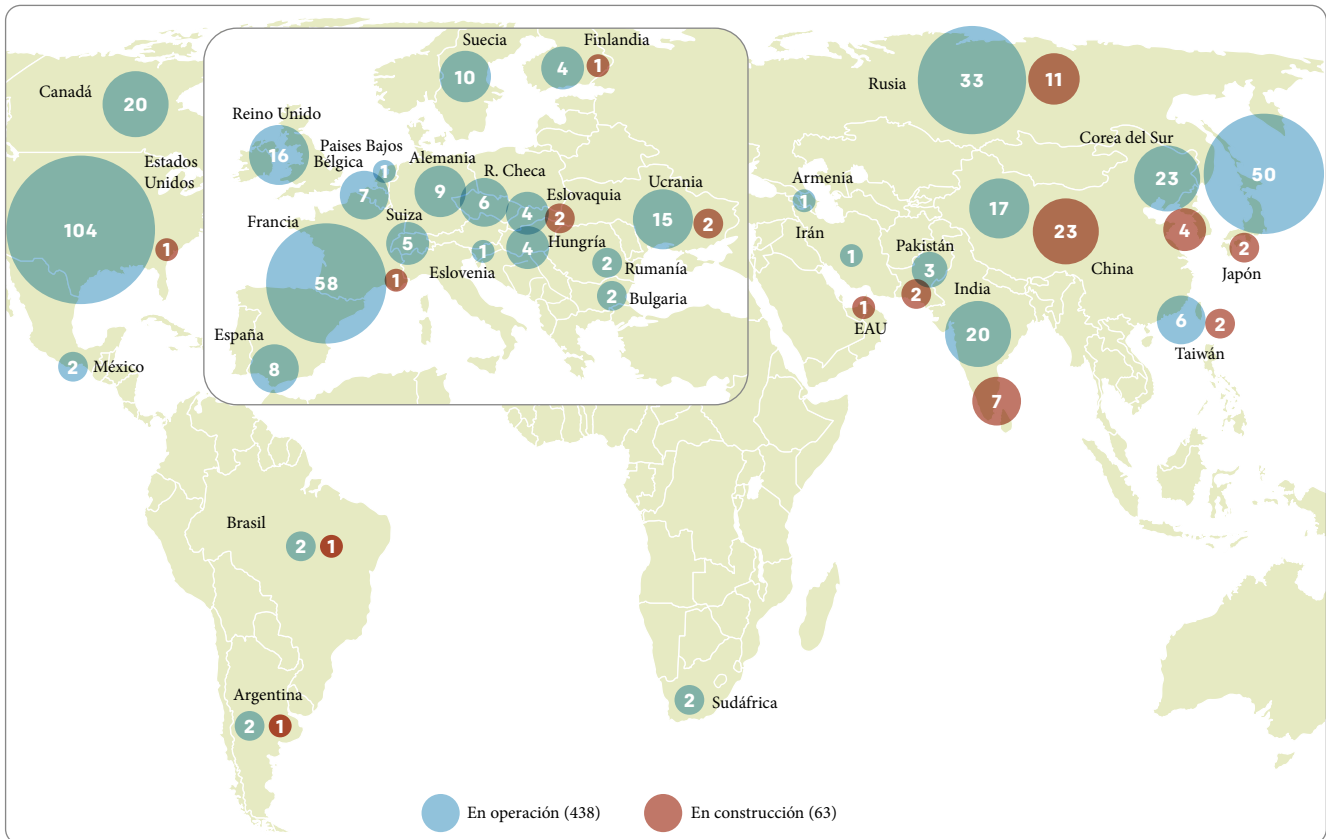


Figura 6. Centrales nucleares en el mundo

Adaptado de: [https://elpais.com/elpais/2013/10/21/media/1382381324\\_769308.html](https://elpais.com/elpais/2013/10/21/media/1382381324_769308.html)

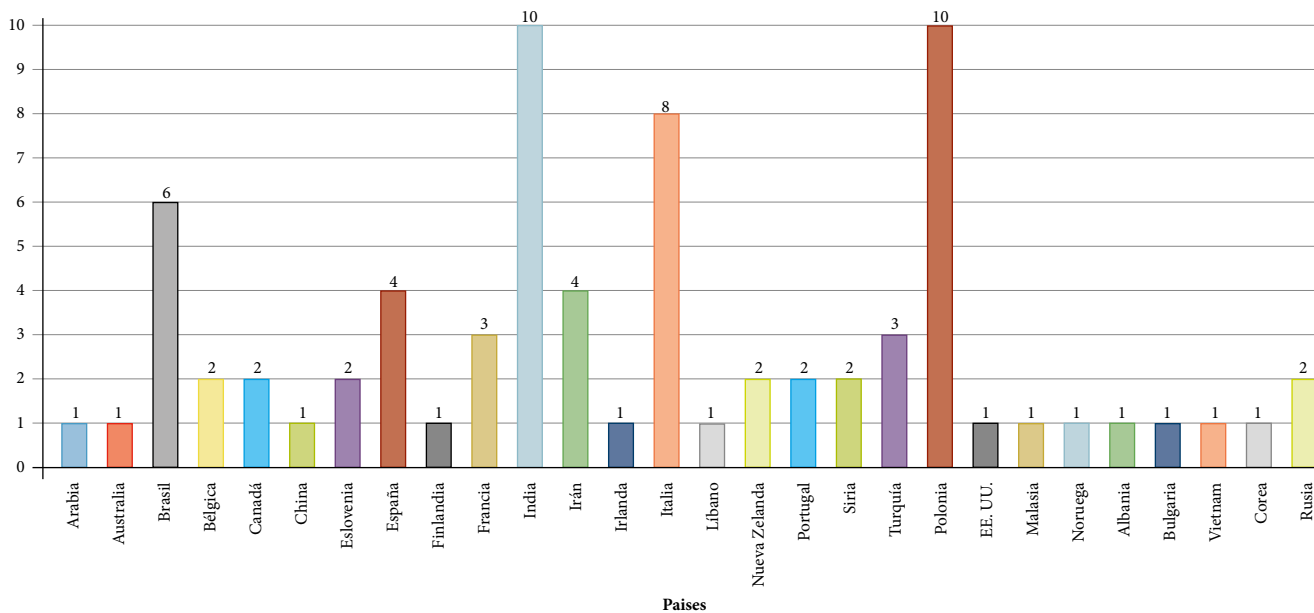


Figura 7. Número de artículos publicados por país

(10 cada uno, figura 7). En el caso de Polonia se han desarrollado todo tipo de investigaciones sobre los efectos de la radiación ionizante y el comportamiento de los diferentes radionúclidos en el ecosistema, pues le apuestan a la energía nuclear, a los avances científicos relacionados y al estudio de las propiedades de los diferentes radioisótopos. Aunque en este país no hay plantas o reactores nucleares, se atribuye la presencia de estos radioisótopos a la lluvia radiactiva global después del uso y prueba de armas nucleares y de accidentes en centrales nucleares. Por otra parte, India cuenta con 7 plantas y reactores nucleares de propiedad de otros países, que generan contaminación por radionúclidos en las diferentes matrices ambientales; a este respecto, se hace énfasis en factores sociopolíticos que afectan sus ecosistemas y zonas geográficas [20]. Les sigue Italia con 8 publicaciones, Brasil con 6, España e Irán con 4, cada uno, Francia y Turquía con 3, Bélgica, Canadá, Eslovenia, Nueva Zelanda, Portugal, Siria y Rusia, cada uno con 2. En todos estos países hay centrales nucleares a que se les atribuye la contaminación de las diferentes matrices ambientales, y a la zona geográfica donde se ubican. Es de resaltar que las matrices ambientales son dinámicas; por tanto, si en cierta región del mundo se presenta contaminación por vertimientos de sustancias nucleares, se ven afectados en diferentes proporciones todos los ecosistemas del planeta [7].

### 3.1.6. Análisis de la información inicial por alimentos

En la figura 8 se observan los resultados de los artículos encontrados por alimento. Se puede observar que la mayor cantidad de escritos se relacionan con peces, seguido por agua, mejillones y mariscos, de lo cual se infiere que los alimentos del mar o de fuentes hídricas tienden a bioacumular <sup>210</sup>Po y transferirlo mediante la cadena alimenticia, debido a los factores ambientales y antropogénicos que generan la contaminación de fuentes en las que viven. En vista de que los artículos encontrados por alimentos están muy dispersos, se implementó una metodología diferente para el análisis inicial; principalmente se cuantificaron los artículos publicados por alimento, como se muestra en la figura 8, y posteriormente, con base en la metodología propuesta (figura 1), se agruparon los alimentos de acuerdo con características similares, como origen y composición, y cuyos resultados se ilustran en la figura 9.

Los alimentos con mayor concentración de <sup>210</sup>Po fueron los de origen marino, de acuerdo con 33 artículos; esto se atribuye a la solubilidad de este radionúclido y a su periodo de vida media, pues se afirma que muchos desechos nucleares son vertidos a fuentes hídricas que llegan al mar, bioacumulándose en algas y peces. El siguiente grupo alimenticio con mayor concentración de <sup>210</sup>Po son las hortalizas (14 artículos), en las que su contaminación se debe al uso de

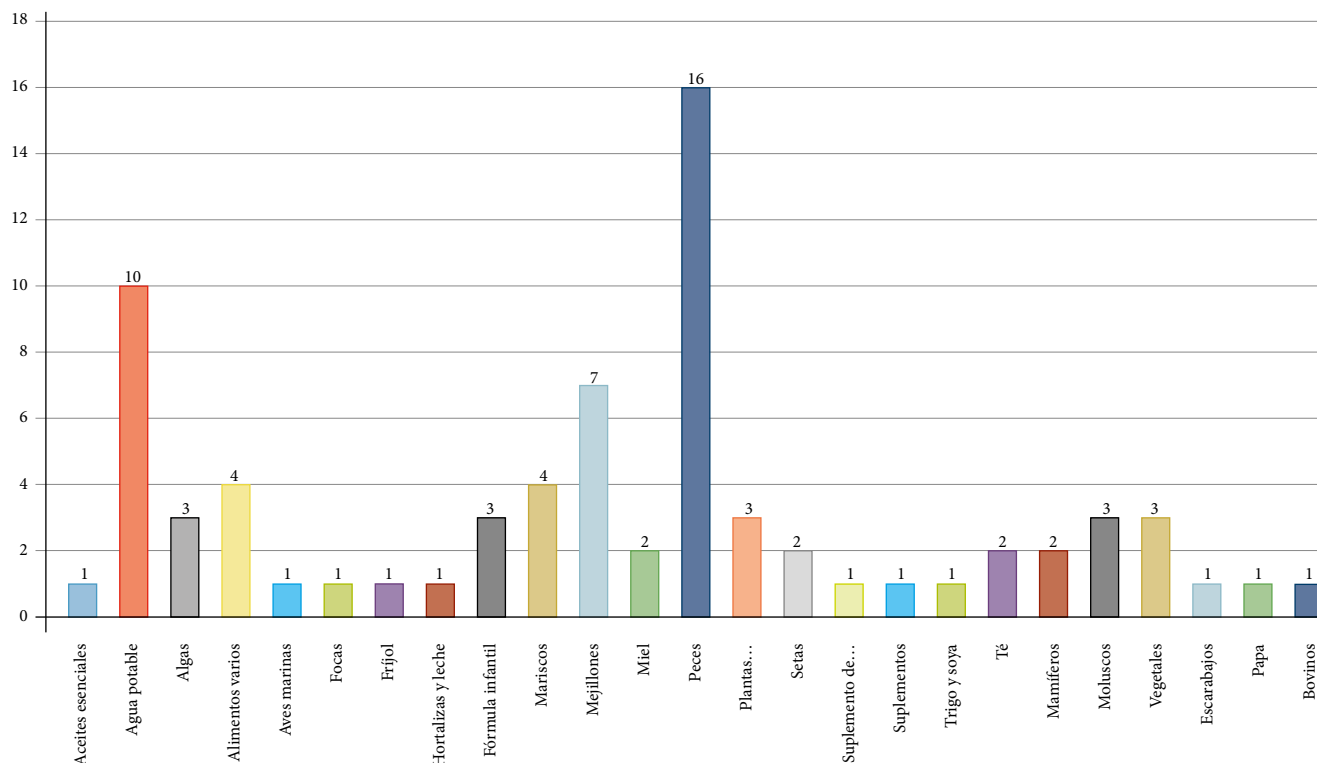


Figura 8. Número de artículos publicados por alimento

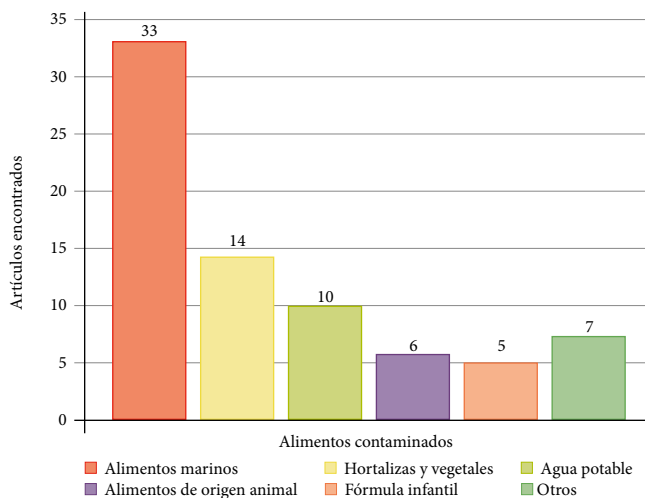


Figura 9. Número de artículos publicados por grupo alimenticio

fertilizantes fosfatados y lixiviados contaminados. Por su lado, en el agua, con 10 artículos, se le atribuye la presencia de este radionúclido a la meteorización natural de la roca de granito junto con actividades mineras, agrícolas e industriales. Luego, se ubican los alimentos de origen animal como mamíferos y aves, con 6 artículos; posteriormente 5 investigaciones sobre fármacos y fórmulas infantiles en los cuales se hace referencia

a la presencia de <sup>210</sup>Po atribuidas al origen de la materia prima de su síntesis y, por último, 7 artículos distribuidos en alimentos varios como aceites esenciales y miel, cada uno con un artículo publicado, y dieta combinada con 4 artículos. En estas investigaciones no se hace diferencia por grupos alimenticios, sino que realizan el estudio con una mezcla de alimentos propios de la región en la que se desarrolló el estudio.

### 3.2. Análisis de los artículos seleccionados

Para la segunda parte de los análisis se siguió la organización propuesta en la figura 1. Se estudió la presencia de <sup>210</sup>Po en cada grupo alimenticio de acuerdo con la información encontrada en los artículos y se describieron brevemente sus metodologías de cuantificación para el análisis del <sup>210</sup>Po en aguas y alimentos, proponiendo una metodología que reuniera lo encontrado en la revisión.

#### 3.2.1. Presencia de <sup>210</sup>Po en agua

En la revisión se encontraron 10 artículos específicos sobre la determinación de <sup>210</sup>Po en agua. De acuerdo con [21], la concentración de <sup>210</sup>Po varía de 0,7 mBq L<sup>-1</sup> ± 0,1 a 5,0 mBq L<sup>-1</sup> ± 0,7 y de 0,83 mBq L<sup>-1</sup> ± 0,12 a 5,2 mBq L<sup>-1</sup> ± 0,8, en muestras

de agua de río y pozos de perforación, respectivamente, por factores naturales y antropogénicos. Como afirman en [8], la principal fuente de  $^{210}\text{Po}$  en agua dulce se atribuye a procesos de meteorización natural de las rocas ígneas, especialmente de granito junto con actividades antropogénicas, como la minería, por el uso de metales pesados y la liberación de gases con elementos radiactivos, y la agricultura por lixiviados de cultivos en los que usan fertilizantes fosfatados, desechos líquidos y gaseosos de plantas nucleares. Ya contaminada la fuente principal de agua dulce es poco probable que plantas de tratamiento reduzcan la presencia de radionúclidos, pues el método de coagulación convencional no puede eliminar el  $^{210}\text{Po}$  completamente del agua; de allí que sea necesario el desarrollo de tecnologías para su identificación a gran escala, además de métodos que precipiten y separen los radionúclidos presentes en el agua de manera eficiente y económica [22]. El  $^{210}\text{Po}$  también se encuentra en agua embotellada; en [23] identificaron este radioisótopo en las paredes de vasos y botellas de polietileno. Tras varios estudios demostraron que el  $^{210}\text{Po}$  se adsorbe rápidamente en las paredes de la botella y solo queda el 20 % de  $^{210}\text{Po}$  en solución, aproximadamente.

De acuerdo con la dosis anual de radiación recibida por humanos reportadas en [23] y evaluada en 24 muestras de agua potable que contenían  $^{210}\text{Po}$ , se evidenció que el rango de las dosis estimadas varió de  $0,001\text{mSv año}^{-1}$  a  $2,375\text{mSv año}^{-1}$ , con una dosis media anual de  $0,167\text{mSv año}^{-1}$  [23]. Estas

no superan la dosis efectiva de referencia propuesta por la OMS para  $^{210}\text{Po}$ , que es de  $0,2$  a  $0,8\text{mSv año}^{-1}$  [24], por lo que se infiere que, al estar las dosis dentro del límite máximo para el agua estándar de calidad, no presentan un riesgo para la salud humana. Por otra parte, varios autores [25], [26], [27] afirman que los datos obtenidos pueden proporcionar información básica para los consumidores y autoridades competentes sobre el riesgo de exposición interna, debido a la ingesta de radionúclidos presentes en el agua y, posiblemente, sirva como comparación al evaluar la contribución de la dosis de los radionúclidos artificiales liberados al medio ambiente como resultado de cualquier práctica humana y accidentes en el área estudiada. Se requiere un mayor monitoreo y análisis para identificar áreas problemáticas [28].

### 3.2.2. Presencia de $^{210}\text{Po}$ en alimentos marinos

En la revisión se encontraron 33 artículos específicos para alimentos provenientes de mar, como mejillones, moluscos, mariscos, peces y algas. De acuerdo con esta información, se puede afirmar que hay dos fuentes principales de contaminación por radioisótopos en el medio marino: 1) las naturales, debido a las series de descomposición del  $^{238}\text{U}$  y  $^{232}\text{Th}$ , y 2) las artificiales, por series de descomposición del  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  o  $^{90}\text{Sr}$ . Estos radionúclidos se bioacumulan en los tejidos duros y blandos de los organismos marinos, unos en mayor medida que otros (figura 10). El  $^{210}\text{Po}$  tiene gran afinidad

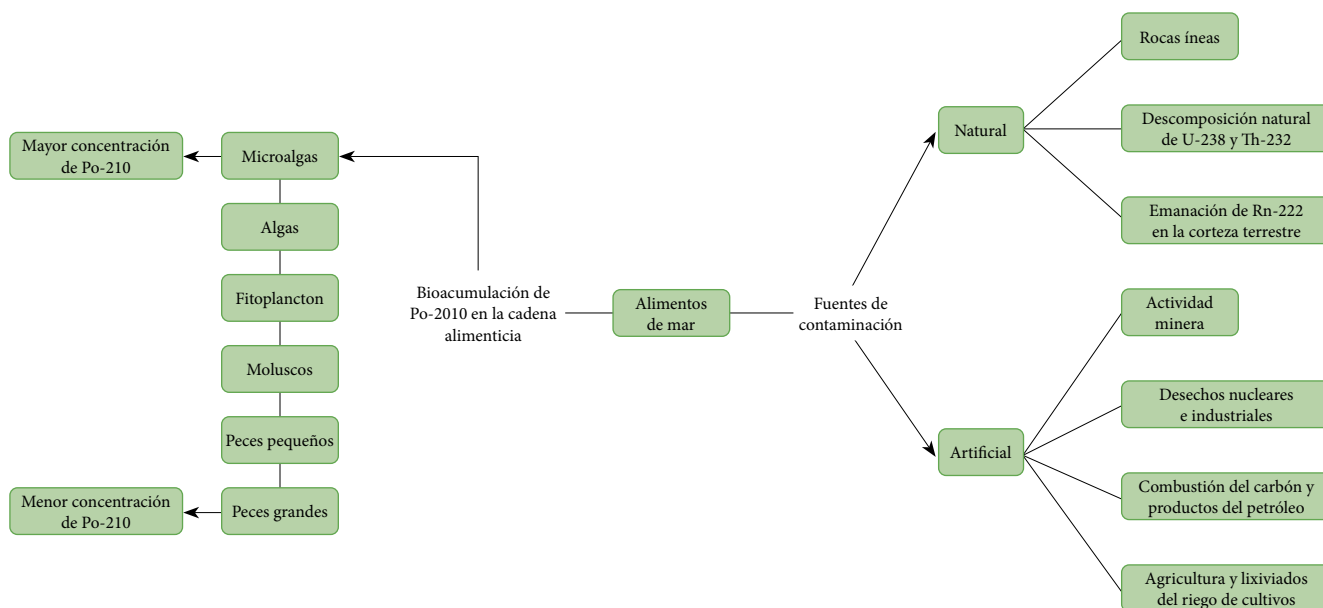


Figura 10. Esquema sobre contaminación de alimentos provenientes del mar por  $^{210}\text{Po}$

con tejidos blandos, pues forman enlaces de tipo -SH con las proteínas presentes en estos tejidos y no logra ser excretado [29], permaneciendo por largos periodos en este tejido. En animales marinos, no se ha logrado estimar un tiempo medio; en humanos se pudo determinar que tiene un periodo de acumulación en tejidos blandos de 50 días aproximadamente [30]. Es importante mencionar que, de acuerdo con los artículos analizados, estos animales bioacumulan en mayor proporción el <sup>210</sup>Po por el medio en el que viven, pues en el mar se depositan todos los desechos industriales e incluso desechos nucleares, que aumentan la probabilidad de mayores concentraciones de radionúclidos.

Adicionalmente, se ha determinado que en el hábitat de los crustáceos hay minerales arcillosos y materia orgánica que tiene la capacidad de depositar el <sup>210</sup>Po [31], y que contribuye a la dosis efectiva recibida, siendo importante conocer la dosis efectiva recibida por estos animales, ya que en su cuerpo existen tejidos que pueden ser más radiosensibles que otros, por tanto, la probabilidad de acumulación de <sup>210</sup>Po es mayor [32]. En consecuencia, los radionúclidos entran en la cadena alimentaria humana a través del consumo de alimentos marinos, por lo que evaluar la dosis de radiación en organismos marinos es esencial para calcular la probabilidad de que los radionúclidos lleguen al hombre por medio de la ingesta de esos alimentos [20]. Estos estudios concuerdan en que, al analizar las muestras de los animales marinos, las concentraciones de <sup>210</sup>Po bioacumuladas se localizaron en tejido comestible, branquias, sistema digestivo, hígado y materia fecal [33], [34].

En la mayoría de los artículos revisados se evidenció que el mejillón es la especie marina que más bioacumula <sup>210</sup>Po [20]. Estos animales se han utilizado como indicadores biológicos de contaminación por metales en el medio marino, pues viven sobre rocas marinas y se encuentran en regiones intermareales, principalmente [2]. Además, el mejillón ingiere detritus y fitoplancton, que tiene un alto grado de asociación y acumulación de radionúclidos, metales tóxicos y contaminantes orgánicos (hidrocarburos de petróleo y pesticidas), que resultan útiles para evaluar la contaminación y la ecotoxicología de cualquier región marina [30].

Otro de los alimentos de mar que en los últimos años se ha analizado con mayor auge, sobre todo en la cocina asiática y europea, son las algas, en las cuales se ha evidenciado la presencia y la movilidad del elemento radiactivo natural

<sup>210</sup>Po [35]. De acuerdo con los diferentes estudios sobre las algas, se determinó que su capacidad de acumulación de <sup>210</sup>Po contribuye a establecer las condiciones para diferentes especies y a brindar información sobre la tolerancia de individuos a los mismos tipos de contaminantes en una zona ecológica. También, se demostró que algunas especies acumulan selectivamente ciertos elementos radiactivos en sus tejidos; por ejemplo, las macroalgas marrones *Cystosteria crinita* acumulan selectivamente <sup>90</sup>Sr, mientras que las *Wakame* acumulan <sup>210</sup>Po [36].

Al encontrar niveles elevados de <sup>210</sup>Po en la mayoría de la biota marina, los seres humanos podrían recibir una dosis de radiación por el consumo de dichos alimentos. Como resultado, se han realizado investigaciones para obtener mediciones de línea base de concentraciones de <sup>210</sup>Po en la biota marina y agua de mar para comprender mejor los procesos de absorción, bioacumulación y movilización en el medio marino [33].

### 3.2.3. Presencia de <sup>210</sup>Po en hortalizas, plantas medicinales y vegetales

Se encontraron 14 artículos para hortalizas, plantas medicinales y vegetales. El transporte de radionúclidos a través del suelo, la absorción de las plantas a través de sus raíces y, luego, a la comida conduce a la absorción de elementos radiactivos por el ser humano [37], [38]. Los radioisótopos pueden llegar a las plantas por contaminación externa, la cual se da en hojas y tallo, debido a la deposición de partículas presentes en el aire o por el constante bombardeo de rayos cósmicos a la Tierra, que interactúan con los radionúclidos atmosféricos y permiten su deposición. La contaminación interna se da a través de la raíz, pues la planta al absorber agua y nutrientes también absorbe radioisótopos presentes en el suelo, debido a suelos contaminados o lixiviados presentes allí [39], luego se ubica en diferentes partes de la planta dependiendo del metabolismo y su condición de crecimiento [37], [38], [40].

Las principales fuentes de contaminación para estos alimentos son el uso de fertilizantes fosfatados que tienen un alto impacto en la agricultura, pues favorecen la producción de cultivos y mejoran las propiedades de las tierras deficientes en nutrientes, ver figura 11. Las rocas de fosfato, materia prima para la elaboración de fertilizantes, contienen una alta concentración de <sup>238</sup>U y <sup>226</sup>Ra y sus productos de descompo-

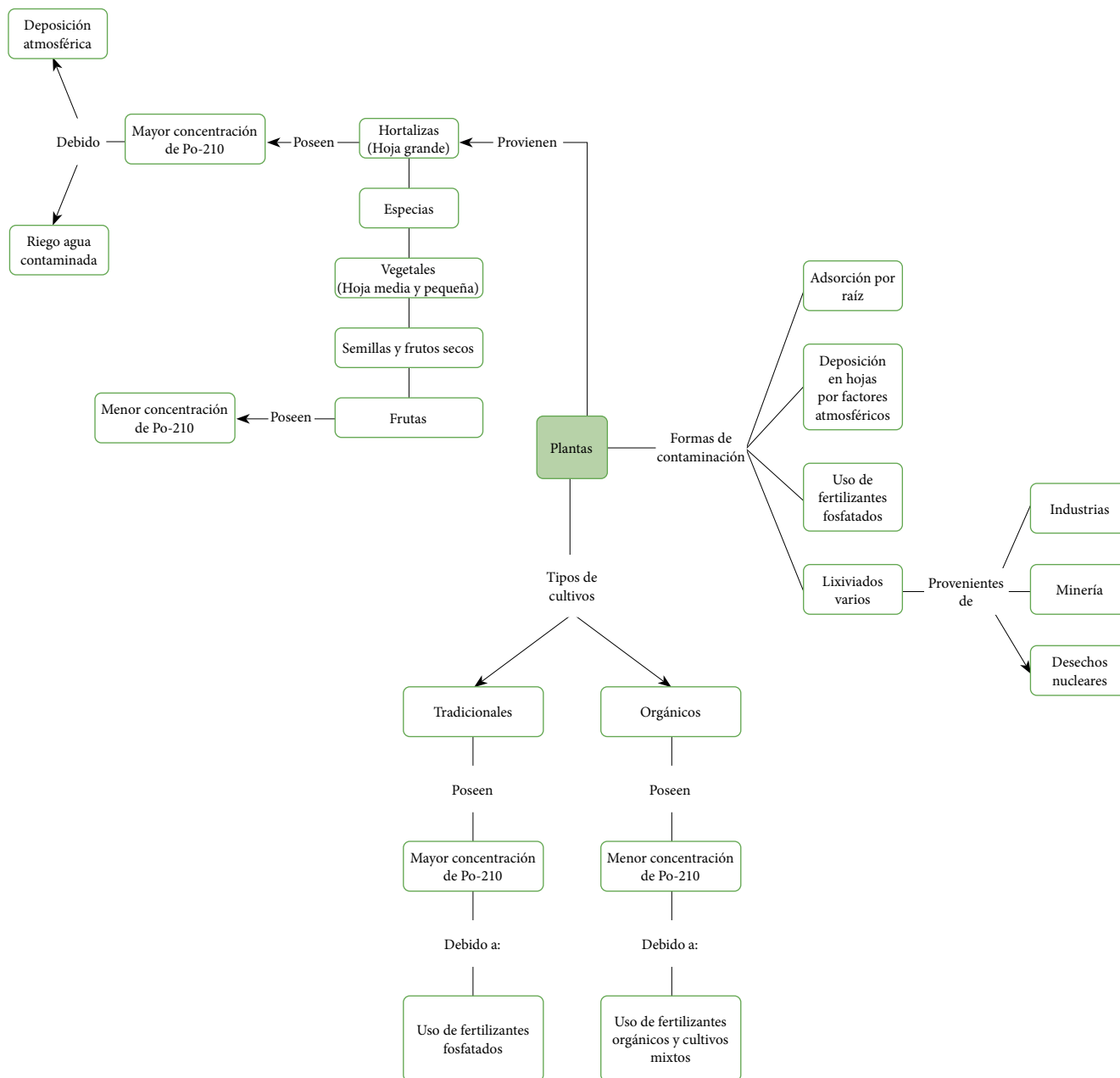


Figura 11. Esquema sobre contaminación hortalizas, vegetales y frutos por <sup>210</sup>Po

sición, debido a la acumulación de uranio disuelto durante su formación [37], [41].

De acuerdo con varios artículos [27], [42], [43], la dosis efectiva en humanos por el consumo de hortalizas, plantas medicinales, vegetales y frutos no supera la establecida por la OMS que es de 1,26 mSv año<sup>-1</sup> [44], de lo que se infiere que al estar las dosis dentro del límite máximo para el agua estándar de calidad no presentan un riesgo para la salud humana [45]. En los últimos años, la importancia de los métodos de

agricultura ecológica ha aumentado debido al creciente interés del consumidor en productos orgánicos certificados, pues se ha logrado determinar que existe una diferenciación en la actividad de <sup>210</sup>Po en muestras de alimentos de tipo vegetal recogidos de una granja o cultivo convencional, y los de una muestra de alimento recogida en una granja orgánica [46], [47]. Se encontró que los alimentos recolectados en las granjas convencionales poseen mayor concentración de este radionúclido, en comparación con las muestras recolectadas

en granjas ecológicas; esto se atribuye a los cuidados en el cultivo de dichos alimentos, pues en los alimentos cultivados en granjas convencionales se emplean muchos fertilizantes fosfatados para aumentar la productividad, lo cual genera que los radionúclidos se transfieran del fertilizante a los alimentos a través del suelo, mientras que en la agricultura orgánica se usan fertilizantes orgánicos, como el estiércol bovino [48], [49], [43].

### 3.2.4. Presencia de <sup>210</sup>Po en alimentos de origen animal

En la revisión se encontraron 6 artículos específicos para alimentos provenientes de animales como bovinos, escarabajos, focas, aves marinas y varios mamíferos. Se ha determinado que los animales al ingerir plantas, aguas o animales contaminados con este radionúclido tienden a bioacumular el <sup>210</sup>Po, pues, aunque este es excretado fácilmente debido a su solubilidad, es afín con varios tejidos de los animales [50]. De acuerdo con los estudios se logró identificar que la mayor concentración de <sup>210</sup>Po en alimentos provenientes de animales se encontró en el hígado y músculo del animal, productos comestibles por humanos en grandes proporciones. Es de resaltar que para alimentos de fuente animal no se han realizado muchos estudios para la identificación de este radionúclido, pues al no encontrarse altas cantidades de <sup>210</sup>Po no se ha visto la necesidad de realizar un monitoreo específico para organismos terrestres como mamíferos. La mayoría de los estudios se han adelantado en lugares en los que se tiene sospecha de contaminación por radionúclidos, ya sea porque las zonas han estado expuestas a pruebas o accidentes nucleares, lixiviación de desechos de plantas nucleares, plantas de fertilizantes fosfatados o minería [51].

El uranio puede ingresar al cuerpo del animal por la ingestión de agua y comida contaminada, así como por inhalación de radionúclidos. Cuando el uranio ingresa al cuerpo, se distribuye entre los órganos y tejidos, o son excretados dependiendo de la vía de exposición, la forma química en la que ingresó el radionúclido, características físicas (tamaño de partícula) y órgano del cuerpo en que se acumuló [52]. En correspondencia con los resultados de las diferentes investigaciones, se logró determinar que los alimentos provenientes de animales no representan un porcentaje significativo en la dosis efectiva anual de radiactividad

para humanos, pues no superan los valores permitidos por la OMS [50].

### 3.2.5. Presencia de <sup>210</sup>Po en fórmula infantil

Las fórmulas infantiles son un sustituto artificial de la leche materna. En la revisión se encontraron cinco artículos específicos para la determinación del <sup>210</sup>Po en este tipo de alimentos, en los cuales la presencia de este radionúclido se atribuye al uso de rocas fosfatadas y cálcicas, conchas de moluscos como materia prima para su elaboración, pues la industria de estos suplementos extrae minerales como el carbonato de calcio o el citrato de calcio, en los cuales quedan trazas de radionúclidos que no se logran eliminar de dichos minerales [53], [54].

En el caso de los bebés, el camino principal de su ingesta es por fórmulas infantiles comercializadas, que son las únicas fuentes de alimentación por lo menos hasta el sexto mes de edad. Según los autores, el consumo de estas fórmulas por recomendaciones dietéticas conduciría a una dosis efectiva anual de 40 a 800  $\mu\text{Sv a}^{-1}$  [55], la cual no supera la recomendada por el OIEA; por tanto, las muestras de suplementos alimenticios y de calcio estudiados no son inocuos para la comunidad. Sin embargo, es necesario realizar un monitoreo continuo, pues la materia prima para la elaboración de estos suplementos posee altas concentraciones de radionúclidos [35], [53] y los bebés son el grupo de población más radiosensible, pues se caracterizan por la absorción intestinal más alta asociada al umbral más bajo de efectos adversos. Además, el primer año de vida es un periodo muy sensible ya que se está generando el desarrollo del sistema nervioso, reproductivo, digestivo y respiratorio [35]. De acuerdo con [55], la principal contribución a la estimación de la dosis acumulada para lactantes se origina en <sup>210</sup>Po (66-86 %) y <sup>230</sup>Th (14-34 %), mientras que la contribución de los radioisótopos de uranio es insignificante. Los resultados muestran que el <sup>210</sup>Po y <sup>230</sup>Th son responsables de más del 99 % de la dosis acumulada anual combinada (230 a 350  $\mu\text{Sv a}^{-1}$ ) [55].

### 3.2.6. Presencia de <sup>210</sup>Po en diversos alimentos

En la revisión se encontraron 7 artículos para alimentos varios, como miel, aceites esenciales y dieta combinada; en 2 se describe el monitoreo realizado en miel en Italia y en Polonia; en uno el monitoreo en aceites esenciales, y los

otros 4 describen el seguimiento realizado en dieta compuesta [56]. En estos últimos, la metodología incluyó el secado y pulverizado de una comida del día completa (desayuno, almuerzo o cena), cuantificando la concentración de  $^{210}\text{Po}$  en general. En ninguno de los artículos se encontró que la dosis efectiva anual superara la recomendada por la OMS para los seres humanos, por lo cual no se recomienda realizar un monitoreo constante. La concentración de  $^{210}\text{Po}$  en cereales, legumbres, alimentos de origen animal, vegetales y especias recogidas está en el rango de  $504\text{m Bq/kg}^{-1} \pm 61$  [57], [58]. El consumo de peces marinos y de agua dulce contribuye al 32,35 % de la dosis de ingestión total recibida; el agua, al 28,35 %; los cereales, al 13,4 %; las hortalizas, al 9,8 %; las especias, al 6,5 %; los alimentos proteicos y las legumbres, al 4,8 % [59], [60], [61]. Cabe resaltar que en uno de los estudios se realizó una comparación entre la dieta de una persona vegetariana y otra que se alimenta normalmente, llegando a la conclusión que la dosis efectiva aportada por  $^{210}\text{Po}$  es mayor en la persona que come alimentos fuente de animales que la persona vegetariana, pues los alimentos provenientes del mar aportan una alta dosis efectiva a sus consumidores [57], [62].

### 3.3. Metodología de análisis de $^{210}\text{Po}$ en agua y alimentos

En cuanto a los métodos de cuantificación presentados en los diferentes artículos analizados, se recopiló la información respecto a la espectrometría alfa, que es el método más utilizado para la detección del isótopo  $^{210}\text{Po}$ . Dicha técnica radiométrica consiste en mediciones de las fuentes obtenidas por deposición espontánea de radionúclidos y se basa en la medida de las partículas alfa que llegan a un detector situado en una cámara sometida a vacío. Cuando las partículas alfa llegan al detector, se produce una señal electrónica que es captada por un analizador multicanal, que genera un espectro digital en el que se reparten las partículas detectadas en función de su energía. Este espectro es analizado y representado con el *software* adecuado en un ordenador [55], [2].

Para la determinación de  $^{238}\text{U}$  y  $^{210}\text{Po}$  en las muestras de dieta por espectrometría alfa es necesario como paso previo un proceso de digestión. Para ello se recomienda usar un microondas [63], pues en este equipo se logra trabajar bajo condiciones de temperatura y presión controladas, lo

cual evitará que algún gas o elemento volátil escape, llevando consigo el  $^{210}\text{Po}$ . Para el proceso de digestión, las muestras de dieta deben estar secas y pulverizadas [9], [64].

El proceso de digestión se realiza partiendo de una cantidad de muestras (en muestras de agua no es necesario realizar este paso preliminar), donde se supone que están presentes los radionúclidos; con este proceso se logra la coprecipitación de actínidos y  $^{210}\text{Po}$ , que tiene como objetivo ayudar a la concentración de los isótopos de interés. Luego se efectúa la etapa de separación y aislamiento de  $^{238}\text{U}$  y  $^{210}\text{Po}$  mediante la técnica de extracción-solvente y, por último, la fracción de  $^{238}\text{U}$  se electrodeposita, mientras que la de  $^{210}\text{Po}$  se autodeposita para obtener fuentes adecuadas de medida [9].

A la muestra de dieta seca y molida se le adicionan 6 ml de ácido nítrico al 65 %, 1 ml de peróxido de hidrógeno al 25 % y 1 ml de ácido clorhídrico al 35 %, se programa el microondas a una potencia de 800W durante 20 minutos, y una vez finalizado el proceso, se vierte el contenido en un vaso y se lleva mediante evaporación a 10 ml, adicionando 40 ml de agua destilada. Posteriormente, la disolución es sometida a precipitación, para lo cual se adicionan 5 ml de hidróxido de hierro (III) en medio básico (amoníaco) para provocar la coprecipitación, y se procede a separar el precipitado de la fase acuosa, empleando la centrifugación (10 minutos a 4000 r. p. m.). Una vez se ha eliminado el sobrenadante, se añade ácido nítrico 8 M (molar) para disolver el precipitado; en este paso se supone que los isótopos se encuentran en la disolución y se procede a extraer selectivamente los radionúclidos de la disolución, empleando la técnica de extracción-solvente.

El solvente orgánico empleado es el tributil-n-fosfato (TBP) para aislar los isótopos de  $^{238}\text{U}$  y  $^{210}\text{Po}$ . El  $^{210}\text{Po}$  tiende a autodepositarse en superficies metálicas de elementos con un potencial *redox* inferior al suyo y se eligen placas de níquel o de plata para dicha autodeposición. En el montaje de autodeposición se debe tener un agitador magnético, un medio ácido con ácido clorhídrico 1,5 M y la lámina del metal debe estar en un sistema tipo aro, a una temperatura de 80 °C y durante un tiempo mínimo de 4 horas. Después, se lleva al equipo de espectrometría alfa donde se obtiene un espectro con el cual se determina la cantidad de  $^{210}\text{Po}$  presente en las muestras [9], [63], [64].



### 3.3.1. Diagrama de flujo de la metodología de análisis de <sup>210</sup>Po en agua y alimentos

El procedimiento recopilado de los diferentes artículos se presenta en la figura 12 con el propósito de que sirva como base para futuros estudios.

## 4. Conclusiones

Al realizar la revisión del estado del arte de las investigaciones sobre la presencia de <sup>210</sup>Po en alimentos y agua en el mundo en el periodo 2014-2019, se evidenció que la base

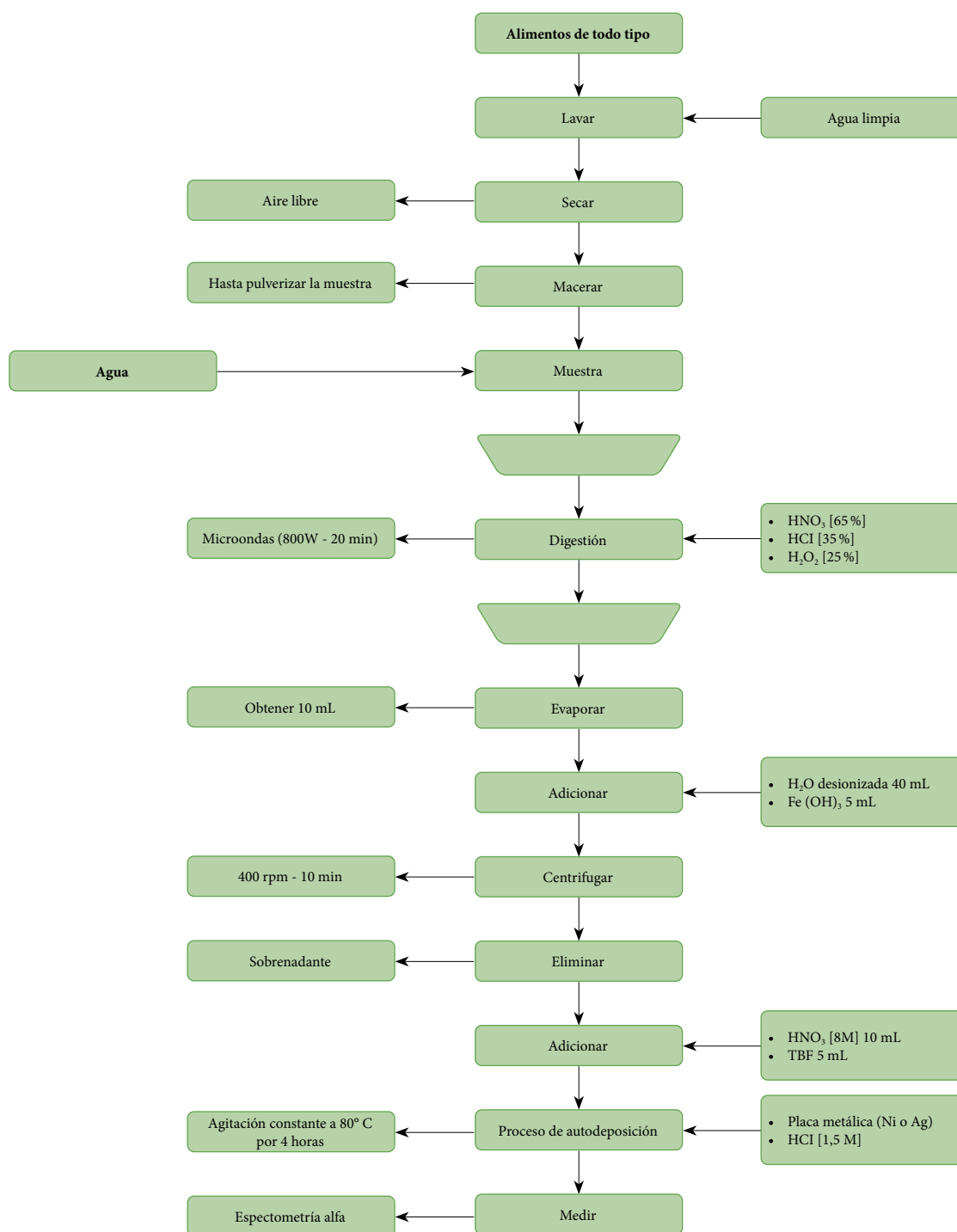


Figura 12. Diagrama de flujo del método de cuantificación del <sup>210</sup>Po en alimentos

de datos con mayor número de artículos es ScienceDirect y la revista con más publicaciones es *Journal of Environmental Radioactivity*, siendo el 2018 el año con más publicaciones sobre el tema. El continente que más investigaciones realizó fue Europa, y los países que más publicaron fueron Polonia e India.

El análisis de los artículos permitió identificar las diferentes formas de contaminación del  $^{210}\text{Po}$  en agua, cuya concentración varía de  $0,7 \text{ mBq L}^{-1} \pm 0,1$  a  $5,0 \text{ mBq L}^{-1} \pm 0,7$  y de  $0,83 \text{ mBq L}^{-1} \pm 0,12$  a  $5,2 \text{ mBq L}^{-1} \pm 0,8$  en muestras de agua de río y pozos de perforación, respectivamente, y en alimentos varía considerablemente según el grupo alimenticio estudiado. Las fuentes de contaminación por este radionúclido, tanto en agua como en alimentos son similares, lo que varía es la forma en la que llega. En agua, se debe a la presencia de rocas sedimentarias, siendo una forma de contaminación natural. La contaminación de esta matriz también se le atribuye al vertimiento de desechos de plantas nucleares o de la industria de fertilizantes fosfatados. En vegetales y hortalizas, la contaminación por este radionúclido se debe también al uso de fertilizantes fosfatados que, por su composición química, contribuyen a la deposición de radionúclidos en el suelo y a partir de este la planta lo absorbe.

De acuerdo con la información analizada, se concluye que la intensidad de la ingesta de  $^{210}\text{Po}$  depende del lugar de residencia, la cantidad de contaminación local, los hábitos alimenticios y el origen de los alimentos, donde aquellos de mayor bioacumulación de  $^{210}\text{Po}$  son los provenientes de la biota marina.

La presencia de  $^{210}\text{Po}$  en fórmulas infantiles, que deben ser ricas en calcio, se debe a que la materia prima para su producción incluye rocas de apatita, que contienen radionúclidos.

En cuanto a determinación y cuantificación de  $^{210}\text{Po}$  en alimentos y agua, se identificó y organizó una metodología estándar para el tratamiento de las muestras, la cual comprende su recolección, secado y pulverización, la digestión por medio de microondas para evitar la pérdida de compuestos volátiles a cuantificar [63], algunos procesos químicos que permitan la autodeposición del  $^{210}\text{Po}$  y, por último, la cuantificación por espectrometría alfa. En todos los artículos se presentaba la misma metodología con algunas variantes, con la cuales se buscaba optimizar el método.

Es importante monitorear los alimentos y agua para la determinación y cuantificación de elementos radiactivos en Colombia, teniendo en cuenta que un gran porcentaje de la dosis total de radiación recibida por el público en general proviene de fuentes de radiación naturales. Por tanto, es importante tener conocimiento sobre la concentración de  $^{210}\text{Po}$ , específicamente en los alimentos provenientes del mar y de las matrices acuáticas, dada la riqueza hídrica del país.

## Referencias

- [1] R. Chauhan y A. Kumar, "Soil to plant transfer of alpha activity in potato plants: impact of phosphate fertilizers", *Journal of Environmental Health Science and Engineering*, vol. 13, 2015. <https://doi.org/10.1186/s40201-015-0200-4>
- [2] G. Bjorklund, A. Christophersen, S. Chirumbolo, O. Selinus y J. Aaseth, "Recent aspects of uranium toxicology in medical geology", *Environmental Research*, n.º 156, pp. 526-533, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.envres.2017.04.010>
- [3] J. Guzmán, *Nucleónica básica*, Bogotá: Instituto de Asuntos Nucleares, pp. 30-60, 1989.
- [4] S. Annamalai, K. Arunachalam y R. Selvaraj, "Natural radionuclide dose and lifetime cancer risk due to ingestion of fish and water from freshwater reservoirs near the proposed uranium mining site", *Environmental Science and Pollution Research*, n.º 24, pp. 15427-15443, 2017. <https://doi.org/10.1007/s11356-017-9111-5>
- [5] R. Seiler, " $^{210}\text{Po}$  in drinking water, its potential health effects, and inadequacy of the gross alpha activity MCL", *Science of The Total Environment*, vol. 568, pp. 526-532, 2016. <https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2016.05.044>
- [6] B. Dickson y K. Scott, "Interpretation of aerial gamma-ray surveys-adding the geochemical factors", *AGSO Journal of Australian Geology & Geophysics*, n.º 17, pp. 187-200, 1997.
- [7] N. R. Barbosa, "Presencia de polonio-210 ( $^{210}\text{Po}$ ) en alimentos y agua potable: una revisión", tesis de pregrado, Universidad Distrital Francisco José de Caldas, 2019.
- [8] M. Ahmed, L. Alam, C. Mohamed, M. Mokhtar y G. Ta, "Health Risk of Polonium 210 Ingestion via Drinking Water: An Experience of Malaysia", *Journal of Environmental and Public Health*, vol. 15, n.º 10, pp. 456-468, 2018. <https://doi.org/10.3390/ijerph15102056>

- [9] I. Díaz, “El polonio 210 en la cadena alimenticia humana”, *Rev. Radio Protección*, vol. 18, pp. 42-50, 2018.
- [10] J. Aparecida, R. García, D. Banotto, I. Díaz y J. Motta, “Natural radionuclides in plants, soils and sediments affected by U-rich coal mining activities in Brazil”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 177, pp. 37-47, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.06.001>
- [11] UNSCEAR, *Sources and effects of ionizing radiation*, Nueva York: United Nations, vol. 1, pp. 1-18, 2008.
- [12] M. M. Spencer-Lopes, B. P. Forster y L. Jankuloski, Eds., *Manual on Mutation Breeding*, 3.<sup>a</sup> ed. Viena: FAO/IAEA, 2018.
- [13] R. Gjelsvik, E. Holm, J. Kålås, B. Persson y J. Åsbrink, “Polonium-210 and Cesium-137 in lynx (*Lynx lynx*), wolverine (*Gulo gulo*) and wolves (*Canis lupus*)”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 138, pp. 1-8, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2014.02.026>
- [14] A. Porras y J. Díaz, “The uranium as an energetic resource and its currently mining in Colombia”, *DYNA*, vol. 86, n.º 208, pp. 362-367, 2019.
- [15] J. Bueno, Yacimientos de uranio y otros metales en la región de La Baja, Municipio de California, Departamento de Santander, *Boletín Geológico*, n.º 1143, pp. 1-116, 1955.
- [16] G. Prieto, C. L. Guatame y S. C. Cárdenas, comps. *Recursos minerales de Colombia*, vol. 1. Bogotá: Servicio Geológico Colombiano, 2019.
- [17] A. Benés y E. Gadea, *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*. Madrid: Ministerio de Trabajo y Asuntos Sociales España, 2001.
- [18] G. Urrútia y X. Bonfill, “PRISMA declaration: A proposal to improve the publication of systematic reviews and meta-analyses”, *Medicina Clínica*, vol. 135, pp. 507-511, 2010. <https://doi.org/10.1016/j.medcli.2010.01.015>
- [19] IAEA, “Japan’s Reports on Conditions at TEPCO’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, 2016, Jun 3. Disponible en <https://www.iaea.org/newscenter>
- [20] K. Feroz, W. Godwin y M. Rajan, “Polonium-210 in marine mussels (bivalve molluscs) inhabiting the southern coast of India”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 138, pp. 410-416, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2014.06.023>
- [21] E. Kavitha y L. Paramesh, “Estimation of U, <sup>226</sup>Ra, and <sup>210</sup>Po Concentrations in Cauvery River Basin, South Interior Karnataka Region, India”, *Radiochemistry*, vol. 60, pp. 92-99, 2018. <https://doi.org/10.1134/S1066362218010149>
- [22] C. Bouvier, E. Bonthonneau, F. Dadache y F. Rebiere, “An alternative procedure for uranium analysis in drinking water using AQUALIX columns: Application to varied French bottled waters”, *Talanta*, vol. 118, pp. 180-185, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.talanta.2013.10.010>
- [23] M. Walsh, G. Wallner y P. Jennings, “Radioactivity in drinking water supplies in Western Australia”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 130, pp. 56-62, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2013.12.016>
- [24] Organización Mundial de la Salud, *Guías para la calidad del agua potable [recurso electrónico]: incluye el primer apéndice*. vol. 1: Recomendaciones. Tercera edición, pp. 173-182. [https://www.who.int/water\\_sanitation\\_health/dwq/gdwq3\\_es\\_9\\_fig.pdf](https://www.who.int/water_sanitation_health/dwq/gdwq3_es_9_fig.pdf)
- [25] E. Fonollosa, A. Peñalver, C. Aguilar y F. Borrull, “Polonium-210 levels in different environmental samples”, *Environmental Science and Pollution Research*, vol. 22, n.º 24, pp. 20032-20040, 2015. <https://doi.org/10.1007/s11356-015-5158-3>
- [26] I. Sekudewicz y M. Gasiorowski, “Determination of the activity and the average annual dose of absorbed uranium and polonium in drinking water from Warsaw”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 319, pp. 1351-1358, 2018. <https://doi.org/10.1007/s10967-018-6351-x>
- [27] T. Tran *et al.* “Estimation of radionuclide concentrations and average annual committed effective dose due to ingestion for the population in the Red River Delta, Vietnam”, *Environmental Management*, vol. 63, pp. 444-454, 2019. <https://doi.org/10.1007/s00267-018-1007-8>
- [28] J. Faganeli, I. Falnoga, L. Benedik, Z. Jeran y K. Klun, “Accumulation of <sup>210</sup>Po in coastal waters (Gulf of Trieste, northern Adriatic Sea)”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 174, pp. 38-44, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.07.018>
- [29] E. Aslan *et al.*, “An investigation on the seasonal variations of the biomarkers of oxidative stress response and their correlations to Polonium-210 in mussel (*Mytilus galloprovincialis*) and common sole (*Solea solea*) from İzmir Bay, Turkey”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 189, pp. 103-108, 2018. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2018.03.018>

- [30] Ö. Kılıç, M. Belivermiş, O. Gönülal, N. Sezer y F. P. Carvalho, “ $^{210}\text{Po}$  and  $^{210}\text{Pb}$  in fish from northern Aegean Sea and radiation dose to fish consumers”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 318, n.º 2, pp. 1189-1199, 2018. <https://doi.org/10.1007/s10967-018-6216-3>
- [31] A. Tejera, L. Pérez, G. Guerra, A. C. Arriola-Velásquez, H. Alonso, M. A. Arnedo, G. Rubiano y P. Martel, “Natural radioactivity in algae arrivals on the Canary coast and dosimetry assessment”, *Science of The Total Environment*, vol. 658, pp. 122-131, 2019. <https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2018.12.140>
- [32] V. Peña, “Método de evaluación de dosis por ingestión de polonio, bismuto y plomo como materiales radiactivos naturales”, Tesis de maestría, Universidad Nacional de Colombia, 2011.
- [33] S. Uddin, S. Fowler, M. Behbehani y M. Metian, “ $^{210}\text{Po}$  bioaccumulation and trophic transfer in marine food chains in the northern Arabian Gulf”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 174, pp. 23-29, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.08.021>
- [34] D. Desideri, M. Meli, C. Roselli, L. Feduzi y L. Ugolini, “ $^{210}\text{Po}$  bioaccessibility assessment in algae for human consumption: An in vitro gastrointestinal digestion method”, *Journal of Toxicology and Environmental Health, Part A*, vol. 80, n.º 4, pp. 230-235, 2017. <https://doi.org/10.1080/15287394.2017.1285733>
- [35] D. Desideri *et al.*, “Assessment of radioactivity in Italian baby food”, *Food Chemistry*, vol. 279, pp. 1-27, 2018. <https://doi.org/10.1016/j.foodchem.2018.12.030>
- [36] N. Tzvetana y T. Zornitza, “ $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ ,  $^{210}\text{Po}$  and  $^{222}\text{Ra}$  isotopes in marine macroalgae and mussel *Mytilus galloprovincialis* from the Bulgarian Black Sea zone”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 307, n.º 2, pp. 1183-1194, 2015. <https://doi.org/10.1007/s10967-015-4502-x>
- [37] P. Chauhan y R. Chauhan, “Measurement of fertilizers induced radioactivity in tobacco plants and elemental analysis using ICAP–AES”, *Radiation Measurements*, vol. 63, pp. 6-11, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2014.02.006>
- [38] M. Al-Masri, Y. Amin, S. Ibrahim y M. Nassri, “Transfer of  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{210}\text{Pb}$  and  $^{238}\text{U}$  from some medicinal plants to them essential oils”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 141, pp. 51-56, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2014.11.021>
- [39] E. Rodríguez, M. McLaughlin y D. Pennock, *Soil Pollution: a hidden reality*, Roma: FAO, 2018.
- [40] R. Mingote y R. Nogueira, “The use of statistical methods for censored data to evaluate the activity concentration of Po-210 in beans (*Phaseolus vulgaris* L.)”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vols. 162-163, pp. 160-165, 2016. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.05.018>
- [41] FAO, *Proceedings of the Global Symposium on Soil Pollution*. Roma, 2018.
- [42] V. Taavi, J. Loosaar, F. Gyakwaa *et al.*, “Pb-210 and Po-210 atmospheric releases via fly ash from oil shale-fired power plants”, *Environmental Pollution*, vol. 222, pp. 210-218, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.envpol.2016.12.054>
- [43] O. Samad, M. Aoun, B. Nsouli, G. Khalaf y M. Hamze, “Investigation of the radiological impact on the coastal environment surrounding a fertilizer plant”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 133, pp. 69-74, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2013.05.009>
- [44] D. Strumińska-Parulska y G. Olszewski, “Is ecological food also radioecological? – Po and Pb studies”, *Chemosphere*, vol. 191, pp. 190-195, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.chemosphere.2017.10.051>
- [45] K. Szymańska, D. Strumińska-Parulska y J. Falandysz, “Isotopes of  $^{210}\text{Po}$  and  $^{210}\text{Pb}$  in Hazel bolete (*Leccinellum pseudoscabrum*) bioconcentration, distribution and related dose assessment”, *Environmental Science and Pollution Research*, vol. 26, pp. 904-912, 2019. <https://doi.org/10.1007/s11356-019-05376-8>
- [46] J. Galhardi, R. García, D. Bonotto, I. Díaz y J. Motta, “Natural radionuclides in plants, soils and sediments affected by Urich coal mining activities in Brazil”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 177, pp. 37-47, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.06.001>
- [47] G. Olszewski *et al.*, “On the extraction efficiency of highly radiotoxic  $^{210}\text{Po}$  in Polish herbal teas and possible related dose assessment”, *Microchemical Journal*, vol. 144, pp. 431-435, 2019. <https://doi.org/10.1016/j.microc.2018.10.005>
- [48] M. Bakım y A. Gorgun, “Radioactivity in soils and some terrestrial foodstuffs from organic and conventional farming areas in Izmir, Turkey”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 306, n.º 1, pp. 237-242, 2015. <https://doi.org/10.1007/s10967-015-4009-5>

- [49] E. Puchkova y O. Bogdanova, “<sup>210</sup>Po in black and green teas”, *Radiochemistry*, vol. 58, n.º 1, pp. 98-105, 2016. <https://doi.org/10.1134/S1066362216010161>
- [50] J. Godoy *et al.*, “<sup>210</sup>Po and <sup>210</sup>Pb content of marine birds from Southeastern Brazil”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 135, pp. 108-112, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2014.04.008>
- [51] T. Ciesielski, M. Góral, P. Szefer, B. M. Jenssen y R. Bojanowski, “<sup>137</sup>Cs, <sup>40</sup>K and <sup>210</sup>Po in marine mammals from the southern Baltic Sea”, *Marine Pollution Bulletin*, vol. 101, n.º 1, pp. 81-88, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.marpolbul.2015.09.052>
- [52] A. Walencik-Łata *et al.*, “The study of natural and artificial radionuclides incorporation in teeth and head bones of animals lived nearby Caetite uranium mine, Brazil”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vols. 162-163, pp. 39-44, 2016. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.04.037>
- [53] R. K. Prabath, S. R. Sreejith, M. G. Nair, D. D. Rao y K. S. Pradeepkumar, “Determination of <sup>210</sup>Po concentration in commercially available infant formulae and assessment of daily ingestion dose”, *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*, vol. 8, n.º 3, pp. 470-476, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.jrras.2015.05.002>
- [54] M. Lima, C. Alves y J. Sanjurjo, “Gamma radiation in rocks used as building materials: The Braga granite (Nw Portugal)”, *Cadernos do Laboratorio Xeolóxico de Laxe. Revista de Xeoloxía Galega e do Hercínico Peninsular*, vol. 38, pp. 79-92, 2015. <https://doi.org/10.17979/cadlaxe.2015.38.0.3684>
- [55] M. Trdin y L. Benedik, “Uranium, polonium and thorium in infant formulas (powder milk) and assessment of a cumulative ingestion dose”, *Journal of Food Composition and Analysis*, vol. 64, pp. 198-202, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jfca.2017.09.005>
- [56] A. Borylo, G. Romańczyk, J. Wiczorek, D. Strumińska-Parulska y M. Kaczor, “Radioactivity of honey from northern Poland”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 319, n.º 1, pp. 289-296, 2019. <https://doi.org/10.1007/s10967-018-6343-x>
- [57] R. Sivakumar, “An assessment of the <sup>210</sup>Po ingestion dose due to the consumption of agricultural, marine, fresh water and forest foodstuffs in Gudalore (India)”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 137, pp. 96-104, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2014.06.019>
- [58] S. Hurtado, J. Bermúdez y M. Villa, “A sequential determination of <sup>90</sup>Sr and <sup>210</sup>Po in food samples”, *Food Chemistry*, vol. 229, pp. 159-164, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.foodchem.2017.02.077>
- [59] F. Carvalho, J. Oliveira y M. Malta, “Intake of Radionuclides with the Diet in Uranium Mining Areas”, *Procedia Earth and Planetary Science*, vol. 8, pp. 43-47, 2014. <https://doi.org/10.1016/j.proeps.2014.05.010>
- [60] D. Strumińska-Parulska, K. Szymańska, G. Krasińska, B. Skwarzec y J. Falandysz, “Determination of <sup>210</sup>Po and <sup>210</sup>Pb in red-capped scaber (*Leccinum aurantiacum*): bioconcentration and possible related dose assessment”, *Environmental Science and Pollution Research*, vol. 23, pp. 22603-22613, 2016. <https://doi.org/10.1007/s11356-016-7473-8>
- [61] J. Chen, W. Zhang, B. Sadi, X. Wang y D. C. G. Muir, “Activity concentration measurements of selected radionuclides in seals from Canadian Arctic”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vol. 169-170, pp. 48-55, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.12.015>
- [62] E. Strady *et al.*, “<sup>210</sup>Po and <sup>210</sup>Pb trophic transfer within the phytoplankton-zooplankton-anchovy/sardine food web: a case study from the Gulf of Lion (NW Mediterranean Sea)”, *Journal of Environmental Radioactivity*, pp. 141-151, 2015. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2015.02.019>
- [63] C. Henricsson, Y. Ranebo, M. Hansson, C. L. Rääf y E. Holm, “A biokinetic study of <sup>209</sup>Po in man”, *Science of The Total Environment*, vol. 437, pp. 384-389, 2012. <https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2012.07.080>
- [64] K. Stark *et al.*, “Dose assessment in environmental radiological protection: State of the art and perspectives”, *Journal of Environmental Radioactivity*, vols. 175-176, pp. 105-114, 2017. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.05.001>

# Niveles de radiación ambiental en radiología intervencionista en el Instituto Nacional de Cancerología

*Ambient radiation levels for interventional radiology procedures performed at the National Cancer Institute*

Daniel Agudelo<sup>1, 2</sup>, Lady García<sup>1</sup>, Karen Carrillo<sup>1, 2</sup>

**Citación:** D. Agudelo, L. García y K. Carrillo, “Niveles de radiación ambiental en radiología intervencionista en el Instituto Nacional de Cancerología”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 44-53, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.602>

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 5, 44-53, 2021

**Recibido:** 30 de junio de 2021

**Aceptado:** 29 de septiembre de 2021

**Publicado en línea:** 23 de diciembre de 2021

**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.602>

invapnuclear.5.2021.602



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

## Resumen

En el Instituto Nacional de Cancerología de Bogotá (Colombia) se realizan diversos procedimientos de radiología intervencionista. En aras de caracterizar los niveles de radiación presentes en la sala de rayos X para el personal ocupacionalmente expuesto, se adopta, en primer lugar, una metodología para estimar las superficies de isodosis en la sala con un arco en C en un plano a 45° del eje de la tabla móvil (camilla del paciente). Se encuentra una relación de la tasa de equivalente de dosis ambiental promedio de 12 a 1, aproximadamente, entre las configuraciones con el tubo de rayos X por encima y debajo de la tabla. Luego, se estudian los niveles de radiación para el médico radiólogo e instrumentador, teniendo en cuenta sus posiciones en los planos laterales a la tabla, y se encuentra que el médico recibe un promedio de 2 veces el equivalente de dosis ambiental del instrumentador. Por último, se estima la dosis efectiva anual mediante el uso de datos propios de frecuencia y duración del procedimiento de inserción de catéter venoso central, asumiendo el uso de delantal plomado; así, la tasa de dosis efectiva tiene una relación de 6 a 1 para el médico, con respecto al instrumentador.

**Palabras clave:** protección radiológica, superficies isodosis, radiología intervencionista, monitoreo de niveles de radiación.

## Abstract

Various interventional radiology procedures are performed at the National Cancer Institute of Bogotá, Colombia. The X-ray radiation levels to which personnel in the C-arm fluoros-

<sup>1</sup> Instituto Nacional de Cancerología E.S.E., Bogotá, Colombia.

<sup>2</sup> Universidad Nacional de Colombia, Bogotá, Colombia.

Autor de correspondencia: Daniel Agudelo, [dagudeloan@unal.edu.co](mailto:dagudeloan@unal.edu.co)

copy room are exposed are determined by estimating isodose surfaces at a 45° oblique plane to the right of the patient table, where a ratio of approximately 12 to 1 is found between the mean ambient dose equivalent rates for over- and under-couch X-ray configurations. A 2:1 ratio is found for the mean ambient dose equivalent to the physician and the surgical technologist considering lateral planes with respect to the table. Last, an approximate annual effective dose is determined using data for the frequency of in-house procedures and duration of central venous catheter insertion, assuming the use of a leaded apron. The effective dose rate to the physician is six times larger than that to the surgical technologist.

**Keywords:** radiological protection, isodose surfaces, interventional radiology, radiation level assessment.

## 1. Introducción

Uno de los objetivos de la protección radiológica está basado en el principio ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*), que establece que la dosis a la cual un grupo poblacional esté expuesto debe ser tan baja como razonablemente posible. Dentro de estos grupos poblacionales se encuentran los trabajadores ocupacionalmente expuestos (TOE) y aquellos que no necesariamente son TOE, pero que dentro de sus funciones tienen la posibilidad de una exposición a la radiación ionizante (RI).

Los procedimientos realizados por medio de la radiología intervencionista han sido uno de los puntos centrales de importantes reportes de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, por su sigla en inglés) [1], [2]. La constante evolución de estos procedimientos, teniendo en cuenta su creciente importancia en diferentes ramas de la medicina, ha generado de igual forma un incremento en los niveles de radiación tanto para pacientes como para el personal que trabaja con equipos emisores de RI, en este caso con un arco en C. La contextura del paciente, la complicación de la enfermedad, el estado del equipo emisor de rayos X e, incluso, la falta de experiencia por parte del operador principal pueden ser algunos de los factores que involucran el incremento de los niveles de radiación en los pacientes [2], [3]; mientras que el consecuente incremento en la radiación dispersa es el causante de una mayor exposición en el personal presente en la sala.

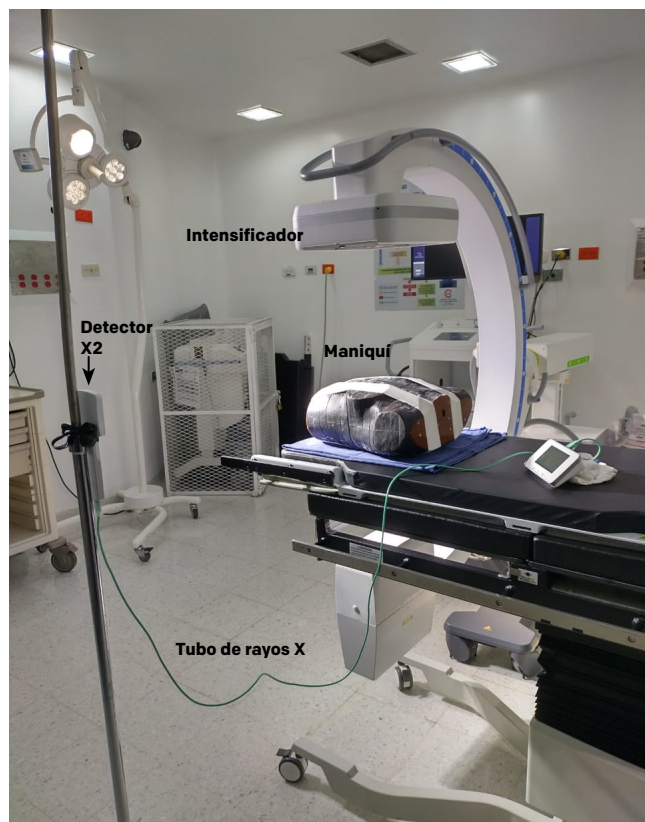
A pesar del uso obligatorio de los implementos de protección radiológica para el personal, como delantales, gafas, cuellos plomados, y el monitoreo radiológico por medio de la dosimetría personal, estas recomendaciones en muchos casos son ignoradas por los trabajadores que se encuentran

dentro de una sala de procedimientos guiados con equipos emisores de RI, lo cual ha sido documentado en numerosos casos. Estudios han demostrado que la sobreexposición a la RI puede causar eritemas en la piel de los pacientes y cataratas en las personas que, por sus funciones, están expuestas constantemente [4], [5], [6], [7], [8].

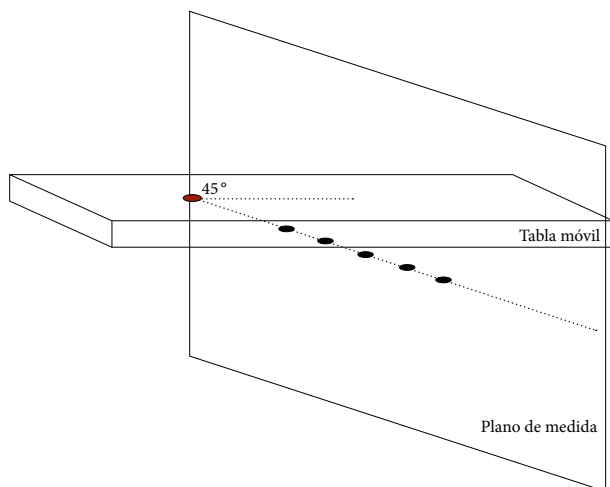
De acuerdo con lo enunciado, el presente trabajo tiene como primer objetivo realizar una comparación de los niveles de radiación dispersa para dos asignaciones (configuraciones) distintas de un equipo emisor de rayos X tipo arco C móvil, ubicando para la primera asignación el tubo de rayos X debajo del paciente en posición supina y el intensificador en la parte superior. Para la segunda asignación, se situó el tubo de rayos X sobre el paciente y el intensificador debajo, corroborando el hecho bastante conocido, pero no tan bien documentado, de la reducción de la radiación dispersa con la primera de las configuraciones mencionadas [9], [10], [11]. El segundo objetivo consistió en analizar los niveles de radiación a los que están expuestos el médico intervencionista y el personal que está aproximadamente a 50 cm, en un procedimiento estándar de inserción de catéter venoso central, procedimiento seleccionado por ser el más frecuente en la unidad de trabajo. Por último, se estimó la dosis efectiva anual del personal a partir de estadísticas de duración y frecuencia propias y algoritmos de cálculo reportados en la literatura [12], [13].

## 2. Metodología

Para el desarrollo del presente trabajo se empleó un equipo emisor de RI en arco en C (Siemens Cios Select; Erlangen, Alemania) empleado en salas de cirugía de la instalación; además, se recurrió al multidetector de muestreo X2 (Unfors



**Figura 1.** Montaje experimental del estudio. En el centro está el maniquí antropomórfico en posición supina sobre la tabla móvil, el arco en C con el tubo de rayos X por debajo de esta última y en la parte izquierda, el detector de muestreo X2 conectado a la unidad de almacenamiento y visualización.



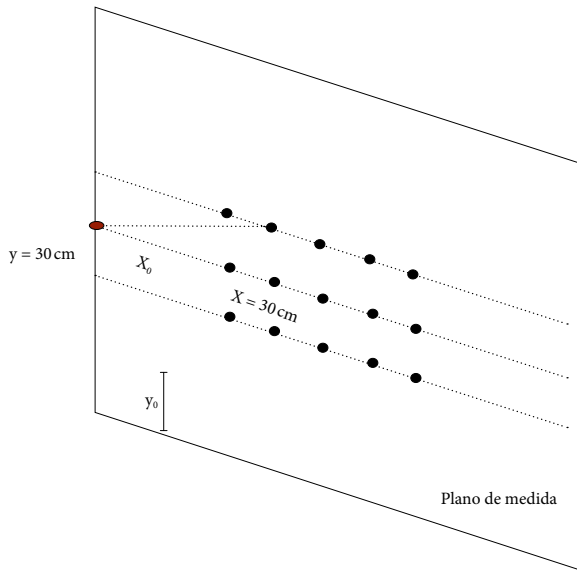
**Figura 2.** Esquema básico de la ubicación espacial del plano de medida respecto a la tabla móvil en la primera etapa del experimento. El punto rojo señala la ubicación del rayo central, y los puntos negros, los puntos de medición en la horizontal del plano; por simplicidad, no se muestra el maniquí ni el arco en C; este último se ubica en el lado opuesto del plano de medida respecto a la tabla móvil.

Raysafe; Billdal, Suecia), especializado en mediciones de haces de rayos X; este multidetector tiene una configuración de diodos con capacidad de medir equivalente de dosis ambiental  $H^*(10)$  de 0 nSv a 9999 Sv y tasa de  $H^*(10)$ , para fotones de 0  $\mu\text{Sv/h}$  a 150 mSv/h, ambas cantidades con una incertidumbre del 10 % [14]. Adicionalmente, se trabajó con el maniquí de tórax antropomórfico Rando modelo femenino (Phantom laboratories; Nueva York, EE. UU.), el cual consta de un esqueleto humano encapsulado en material equivalente a tejido, con secciones transversales de 2,5 cm de grosor [15]; este maniquí se escogió con el objetivo de simular la dispersión de fotones producto entre la interacción entre el haz primario y el paciente, tabla móvil e intensificador (figura 1). Para las mediciones se utilizaron parámetros convencionales de uso clínico en el equipo arco en C, como un tamaño de campo de  $20,58 \times 20,58$  cm, tiempo de fluoroscopia continua de 5 s por cada medición del detector X2, y parámetros de adquisición de imagen de 110 kV y 15 mA.

Con los parámetros mencionados, se realizaron las diferentes mediciones de la tasa de  $H^*(10)$ , en donde el lado sensible del detector X2 se posiciona hacia al rayo central, sin una protección adicional, simulando una exposición sin delantal plomado. Posteriormente, se construyeron las curvas de isodosis, que permitieron caracterizar cada una de las posiciones tanto del equipo emisor de RI como del personal que se encuentra a una distancia determinada del equipo, para lo cual se contó con dos etapas de observación y medición que se describen a continuación:

**Etap 1.** Se midió la tasa de dosis y, posteriormente, se construyeron las curvas de isodosis con relación al personal que se encuentra ubicado a la derecha de la tabla móvil, sobre un plano de medida. Este último se define a partir de una línea recta con un ángulo de  $45^\circ$  respecto al eje longitudinal de la tabla móvil (figura 2); el rayo central de rayos X se ubicó mediante indicadores luminosos sobre el hígado (costado derecho del abdomen, justo debajo del diafragma) del maniquí Rando que simula al paciente en posición supina, metodología adoptada del estudio realizado por Schueler *et al.* [16]. Inicialmente se fijó el detector X2 a una distancia horizontal  $x_0$  sobre el plano de medida y luego se desplazó cada 30 cm en cinco puntos consecutivos hasta alcanzar una distancia de 150 cm respecto a  $x_0$ ; en el eje  $y$ , que corresponde a la altura de medida, se tomó como punto  $y_0$  la altura inicial de





**Figura 3.** Esquema con las posiciones de los puntos donde se realizaron las mediciones de la primera etapa del experimento. El punto rojo señala el punto donde se ubica el rayo central, y los puntos negros, los puntos de medición.

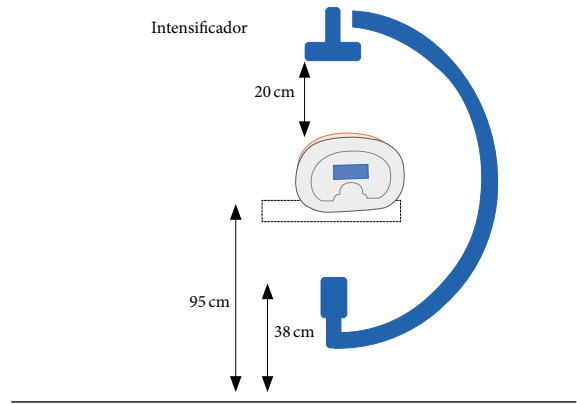
30 cm, y de igual manera, se varió la posición del detector cada 30 cm hasta alcanzar una altura máxima de medición de 150 cm respecto al suelo (figura 3).

En esta etapa se buscó comparar las curvas de isodosas de  $H^*(10)$  obtenidas a partir de dos posiciones del arco en C. La configuración del tubo de rayos X bajo el paciente se denomina configuración tipo A, y la del tubo sobre el paciente configuración tipo B.

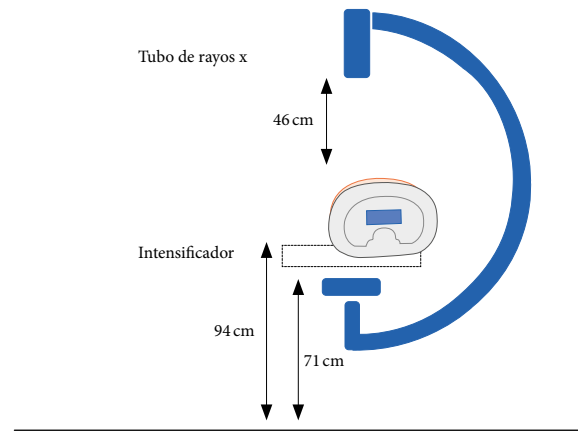
**Tipo A:** la distancia de la superficie del maniquí al intensificador fue de 20 cm, entre la tabla móvil y el suelo se tuvo una distancia de 95 cm y del tubo al suelo una distancia de 38 cm (figura 4). El punto inicial  $x_0$  sobre el plano de medida para este caso se especifica como 37,5 cm.

**Tipo B:** el tubo de rayos X en este caso se ubicó a una distancia de 46 cm de la superficie del maniquí, entre el piso y el borde superior de la tabla móvil se tuvo una distancia de 94 cm y, finalmente, del intensificador al suelo una distancia de 71 cm (figura 5). El punto inicial  $x_0$  sobre el plano de medida se especifica como 50 cm.

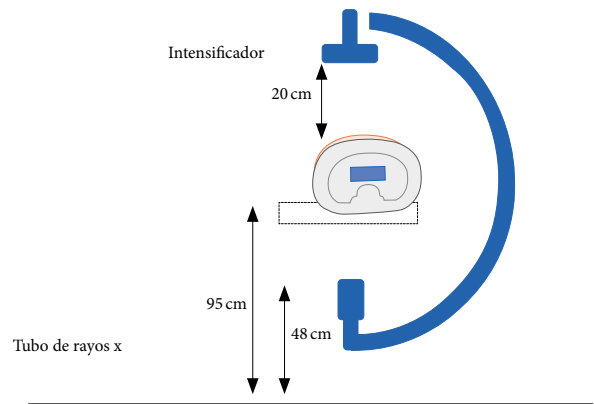
Se realizaron un total de 25 mediciones para cada tipo de posicionamiento del tubo, tipo A y tipo B. Se utilizaron las medidas de tasa de  $H^*(10)$  registradas por el detector



**Figura 4.** Configuración del arco en C para las mediciones tipo A. El intensificador en la parte superior y el tubo de rayos X en la parte inferior de la tabla móvil muestran los detalles de las distancias.



**Figura 5.** Configuración del arco en C para las mediciones tipo B. El tubo de rayos X en la parte superior y el intensificador en la parte inferior de la tabla móvil muestran los detalles de las distancias.



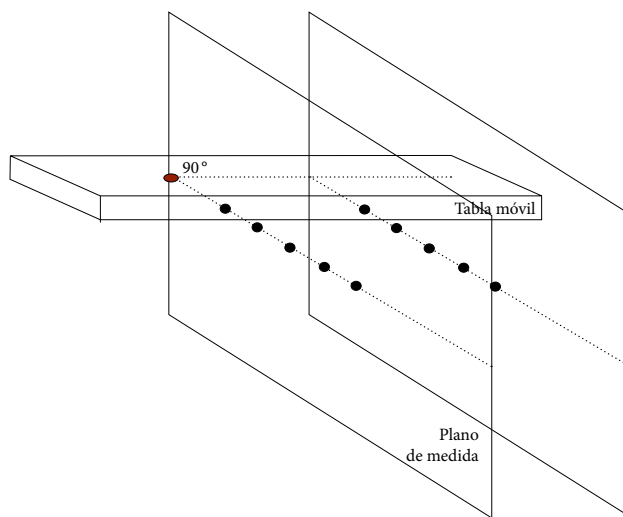
**Figura 6.** Configuración del arco en C para la segunda etapa del experimento. El intensificador en la parte superior y el tubo de rayos X en la parte inferior de la tabla móvil.

X2 y se interpolaron los puntos de la malla con el *software Matlab 9.8.0.1451342 (R2020a)* (Matlab©; Massachusetts, EE. UU.) mediante el algoritmo de interpolación cúbico, más exactamente bicúbico; dicho método utiliza información de los puntos de medida, de sus vecinos, y sus gradientes para obtener una superficie y su derivada continuas [17], [18].

**Etapa 2.** Se tomaron como base los resultados y la configuración anteriormente explicada como tipo A, en la cual el tubo de rayos X se encontraba en la posición inferior de la tabla móvil y el intensificador de imagen en la parte superior del paciente. En este caso, el tubo estaba a una distancia de 48 cm del suelo (figura 6). Se definieron dos planos de medida, uno de ellos ubicado a la derecha de la tabla, construido a partir de una línea recta con un ángulo de 90° con respecto al eje de longitudinal de la tabla. A este se le denominó *plano central* y el primer punto de medida se ubicó a una distancia de  $x_0 = 25,5$  cm del rayo central de rayos X, el cual se ubicó nuevamente sobre el hígado del maniquí; este plano simula la posición del médico interaccionista principal. Luego, se tomó otro plano paralelo a una distancia de 50 cm del plano central, simulando una posición semejante a la que podría tener una persona que apoye el procedimiento (instrumentador o médico asistente), a este plano se le denominó *plano derecho* (figura 7).

Para estos puntos iniciales anteriormente indicados, se realizó la medición de  $H^*(10)$  desde  $x_0$  con una variación de distancias entre sí de 20 cm cada una hasta una distancia de 105,5 cm en el eje horizontal. Se tomaron mediciones desde  $y_0 = 30$  cm hasta una altura de 150 cm, con variaciones de 30 cm entre mediciones (figura 8). Se tuvieron en cuenta estos planos como la ubicación usual de los médicos interaccionistas en un procedimiento estándar de inserción de catéter venoso central, uno de los más frecuentes en esta unidad de trabajo. La base de datos adquirida fue la información de los registros realizados en las salas de cirugía durante 10 meses (de julio de 2020 a abril de 2021); para 31 procedimientos, se identificaron datos de frecuencia de 4 médicos interaccionistas y 8 instrumentadores y una duración promedio de 132 s para este procedimiento.

En el análisis de resultados para esta parte se contó de igual manera con la herramienta de cálculo *Matlab*, de la



**Figura 7.** Esquema básico de la ubicación espacial del plano de medida respecto a la tabla móvil en la segunda etapa del experimento. El punto rojo señala el punto donde se ubica el rayo central, y los puntos negros, los puntos de medición en la horizontal del plano; por simplicidad, no se muestra el maniquí ni el arco en C.

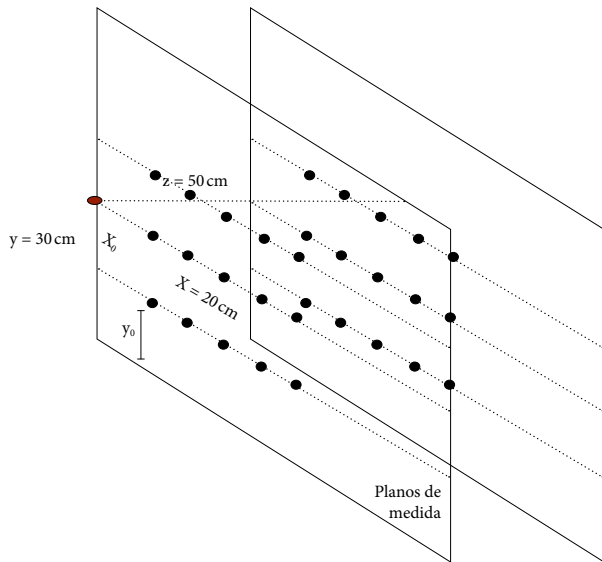
que se obtuvieron las curvas de isodosis con el algoritmo de interpolación. Adicionalmente, se utilizaron los datos de duración y frecuencia del procedimiento para estimar la dosis efectiva anual. Es posible estimar la dosis efectiva a partir de mediciones de dosis equivalente personal  $Hp(10)$  o  $Hp(0,07)$ , medidas en el cuello sobre el delantal o en el pecho, por debajo del delantal. El reporte 139 del ICRP [2] recomienda el uso de doble dosímetro para estimar la dosis efectiva como una combinación lineal de la lectura  $Hp(10)$  por debajo del delantal plomado en el pecho,  $Hu$ , y sobre el delantal a la altura del cuello,  $Ho$ :

$$E = \alpha Hu + \beta Ho \tag{1}$$

los términos  $\alpha$  y  $\beta$  dependen de cada algoritmo [13]. Los algoritmos que mejor cumplen el criterio de no subestimación y sobreestimación mínima se pueden encontrar en el reporte del ICRP 139 [2]; sin embargo, el reporte menciona la posibilidad de trabajar la relación:

$$E = 0,1Ho \tag{2}$$

como una aproximación conservativa, utilizando un único dosímetro sobre el delantal plomado a la altura del cuello, entendiendo que un algoritmo más sofisticado –como los



**Figura 8.** Segunda etapa del experimento.

Posiciones de los puntos donde se realizaron las mediciones: el punto rojo señala la ubicación del rayo central, y los puntos negros, los puntos de medición. Por claridad solo se muestran 6 de los 10 grupos de puntos.

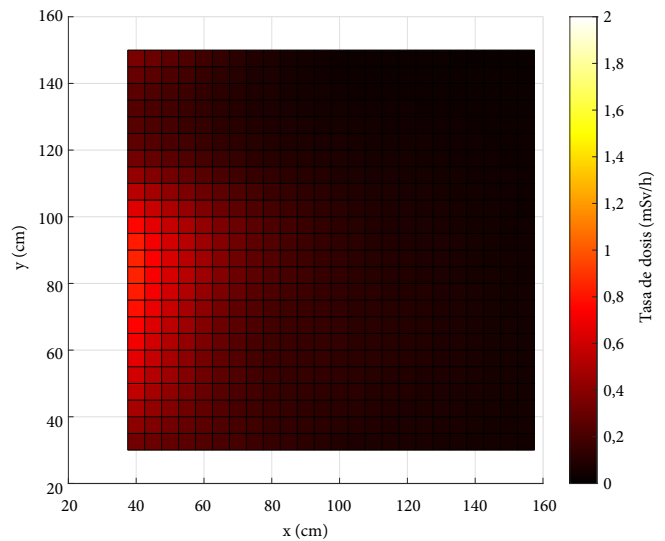
presentados en [19]– sería necesario cuando  $E$  se aproxime a 20 mSv/año (o de igual forma, que  $E$  se aproxime a 1,7 mSv/mes). Finalmente, se adoptaron las lecturas de  $H^*(10)$  en vez de  $H_0$ , teniendo en cuenta que las condiciones necesarias de direccionalidad del haz dispersado para que  $H_0$  se aproxime a  $H^*(10)$  se cumplen en nuestro caso [20].

### 3. Resultados y discusión

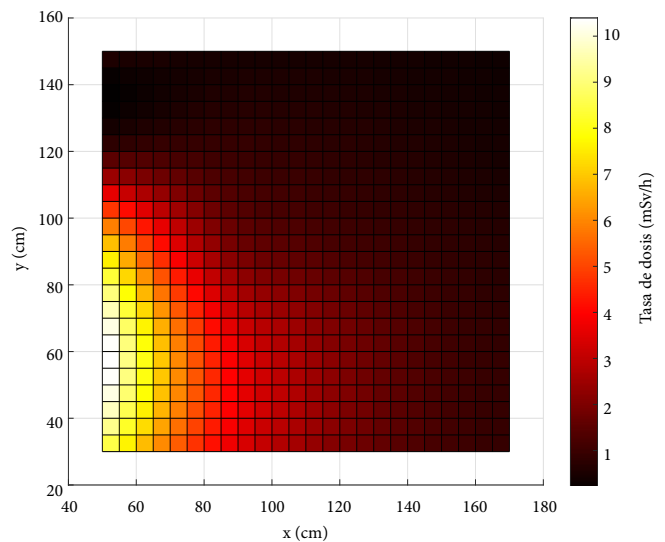
#### 3.1 Valores representativos y curvas de isodosis etapa 1

Como resultado de la interpolación de los puntos de medida de la etapa 1, se encontró que la configuración denominada tipo B –en la cual el tubo de rayos X se encontraba sobre el maniquí– conlleva a una tasa de  $H^*(10)$  significativamente mayor a la de tipo A, como muestran las figuras 9 y 10. Cabe aclarar que las escalas de color se ajustaron para dar una idea de esta diferencia; el equivalente de dosis ambiental es alrededor de diez veces superior para el caso de tubo sobre el paciente. A manera de referencia, se presentan los datos de la tasa de  $H^*(10)$  medidas en las posiciones ( $x = 37,5$  cm,  $y = 90$  cm), ( $x = 37,5$  cm,  $y = 150$  cm), ( $x = 50$  cm,  $y = 90$  cm) y ( $x = 50$  cm,  $y = 150$  cm) (tabla 1), donde  $x$  corresponde al eje paralelo al piso, y  $y$ , a la altura respecto al suelo. Estos puntos corresponden a las posiciones estimadas de la cintura y el cuello del personal en las asignaciones tipo A y B, respec-

tivamente. Estas mediciones indican una relación de  $\approx 8:1$  en la zona de la cintura de la configuración tipo B respecto a la configuración tipo A; más llamativa es la misma relación para la posición del cuello con  $\approx 27:1$ , entre las mismas configuraciones. Finalmente, se tiene una relación de  $\approx 12:1$  entre el promedio de las mediciones de la tasa  $H^*(10)$  de la asignación tipo B respecto a la tipo A.



**Figura 9.** Curvas de isodosis para las medidas tipo A en la primera etapa Tasa de  $H^*(10)$  en mSv/h, la tasa máxima es de  $\approx 1,2$  mSv/h.



**Figura 10.** Curvas de isodosis para las medidas tipo B en la primera etapa Tasa de  $H^*(10)$  en mSv/h. La tasa máxima es de  $\approx 10$  mSv/h.

Estas diferencias se explican en la literatura, debido a que la radiación dispersa es mayor en el punto de entrada del haz al cuerpo que a la salida; la configuración con el tubo por debajo de la tabla móvil garantiza que la componente retrodispersada del haz primario esté dirigida principalmente hacia el suelo y que la dispersión frontal sea atenuada de forma considerable por la tabla móvil [10], [11]. Se evidencia que esta ubicación del tubo es la indicada para la reducción de la dosis al personal que realiza procedimientos de intervencionismo, cuando se utiliza el arco en C (salas de cirugía, sala de angiografía, etc.).

Tabla 1. Valores para los puntos representativos para la primera parte.

Asignación	Tasa de $H^*(10)$ mSv/h en cintura	Tasa de $H^*(10)$ mSv/h en cuello	Promedio de tasa de $H^*(10)$ mSv/h
Tipo A	0,82	0,33	0,19
Tipo B	6,8	8,8	2,2

Se presenta el promedio de las mediciones en todo el plano, para las medidas tipo A y B.

### 3.2 Valores representativos y curvas de isodosis etapa 2

Para la segunda etapa se usó el algoritmo bicúbico nuevamente para obtener las curvas de isodosis para los planos central y derecho con las medidas registradas de la tasa de  $H^*(10)$ . Se evidencia una semejanza entre la gráfica del plano central (posición semejante al médico intervencionista) y las medidas tipo A (figura 11). Sin embargo, la tasa máxima es más alta, debido a que en la configuración tipo A la distancia inicial de medida estuvo a  $x_0 = 25,5$  cm, comparado con los 37,5 de la primera etapa. Por otro lado, en el plano de la derecha ubicado a 50 cm, se puede ver un comportamiento diferente (figura 12); la figura 13 ilustra que ahora la zona de máxima tasa no está ubicada en el punto más cercano a la tabla móvil, sino en las coordenadas ( $x = 50$  cm,  $y = 60$  cm), lo cual se explica por la atenuación adicional de la radiación dispersa, por la posición relativa de la tabla móvil y los datos tomados en la columna ( $x_0, y$ ). Al hacer una comparativa entre los valores de  $H^*(10)$  entre el plano central y el derecho, se puede notar la diferencia cualitativa entre sus magnitudes, principalmente en las posibles posiciones del personal, que es la zona más cercana a la tabla (figura 14).

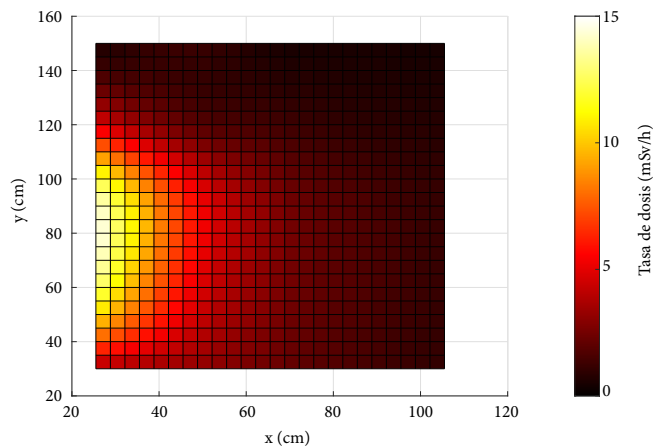


Figura 11. Curvas de isodosis para el plano central en la segunda etapa Tasa de  $H^*(10)$  en mSv/h; la tasa máxima es de  $\approx 15$  mSv/h.

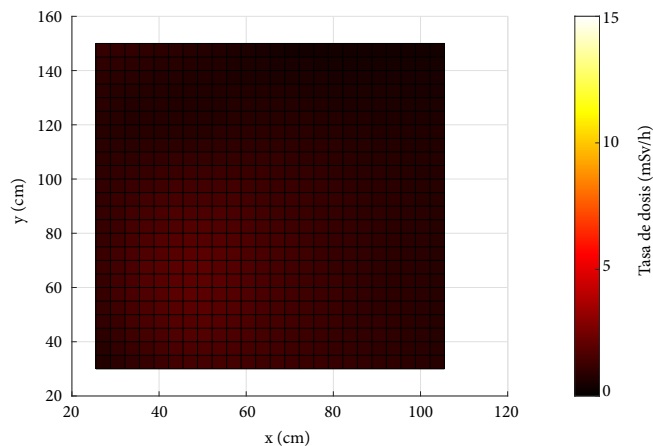


Figura 12. Curvas de isodosis para el plano central en la segunda etapa Tasa de  $H^*(10)$  en mSv/h; la tasa máxima es de  $\approx 2$  mSv/h.

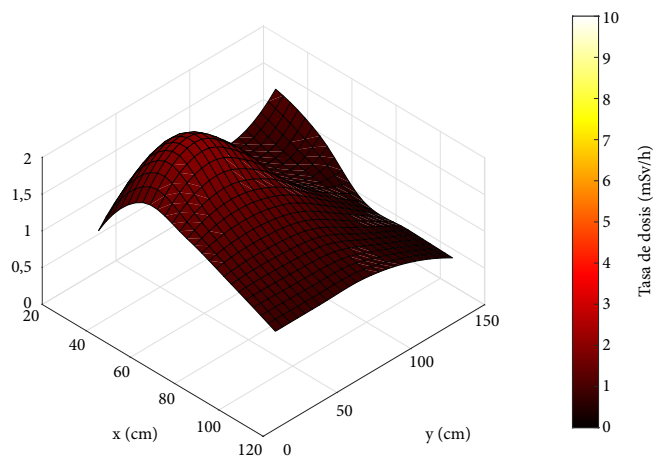
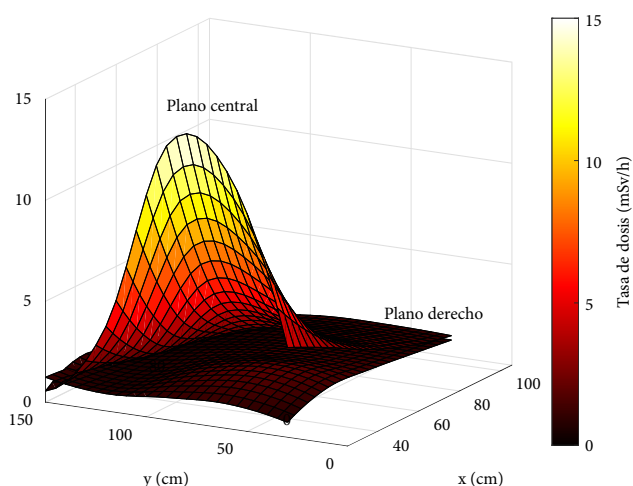


Figura 13. Curvas de isodosis para el plano central de la segunda parte Tasa de  $H^*(10)$  en mSv/h; puede verse cómo el punto máximo no está ubicado sobre el segmento  $x = x_0$  más cercano a la tabla móvil.



**Figura 14.** Tasa de  $H^*(10)$  medida superpuesta para los dos planos. Las unidades del eje z en la gráfica son mSv/h.

Los valores representativos de  $H^*(10)$  para personas ubicadas sobre estos dos planos en las coordenadas ( $x = 25,5$  cm,  $y = 90$  cm) y ( $x = 25,5$  cm,  $y = 150$  cm) son característicos de la cintura y el cuello, respectivamente, tanto del médico que está realizando el procedimiento intervencionista (plano central) y del instrumentador o apoyo (plano derecho). En la tabla 2 se evidencia que los valores comprenden una relación de las lecturas en el plano central respecto al plano derecho de  $\approx 13:1$  en cintura, y  $\approx 6:1$  en cuello. Finalmente, el mismo cálculo para el caso del promedio de la tasa de  $H^*(10)$  arroja una relación de  $\approx 2,4:1$ , y señala que los puntos del plano central reciben más radiación dispersa, dada su cercanía al punto de intersección del rayo central con el paciente, la tabla móvil y el intensificador.

**Tabla 2.** Datos representativos para la segunda parte, para las mediciones en el plano central y el plano derecho

Plano de medida	Tasa de $H^*(10)$ mSv/h en cintura	Tasa de $H^*(10)$ mSv/h en cuello	Promedio de tasa de $H^*(10)$ mSv/h
Plano central	14	4,5	4,4
Plano derecho	1,1	0,75	1,8

### 3.2.1. Dosis efectiva anual estimada

A partir de los resultados de las mediciones del cuello de la etapa 2, y utilizando la ecuación (2), se tiene una tasa de dosis efectiva estimada de 0,45 mSv/h para el médico intervencionista, 6 veces mayor que 0,075 mSv/h para el instrumentador.

Teniendo en cuenta la base de datos de los 10 meses registrados para un procedimiento de inserción de catéter venoso central, el cual tiene una duración promedio de 132 s de fluoroscopia continua, según los registros institucionales por procedimiento, se estimó la dosis efectiva anual que reciben los médicos intervencionistas e instrumentadores. Por ejemplo, para el médico A (ver tabla 3), que tiene el mayor número de procedimientos (24), ajustando ese número en un año se obtiene un aproximado de 29 en 12 meses; entonces, se calcula la dosis efectiva estimada anual  $E_{\text{anual}}$  de la siguiente manera:

$$E_{\text{anual}} = 29 \times 0,45 \text{ mSv/h} \times 1 \text{ h}/60 \text{ min} \times 1 \text{ min}/60 \text{ s} \times 132 \text{ s}, \quad (3)$$

$$E_{\text{anual}} \approx 0,48 \text{ mSv}.$$

Este cálculo se realiza para los demás médicos intervencionistas y los resultados se muestran en la tabla 3. Se realiza el mismo análisis para los instrumentadores y los resultados se detallan en la tabla 4.

**Tabla 3.**  $E_{\text{anual}}$  para médicos intervencionistas por procedimientos de implantación de catéter venoso central

Médicos intervencionistas	Número de procedimientos al año	Dosis efectiva anual estimada (mSv)
A	29	0,48
B	13	0,22
C	7	0,12
D	2	0,03

**Tabla 4.**  $E_{\text{anual}}$  para médicos auxiliares o instrumentadores por procedimientos de implantación de catéter venoso central

Instrumentador	Número de procedimientos al año	Dosis efectiva anual estimada (mSv)
A	7	0,019
B	6	0,016
C	6	0,016
D	5	0,013
E	5	0,013
F	5	0,013
G	1	0,0028
H	1	0,0028

$E_{\text{anual}}$  para los médicos intervencionistas e instrumentadores no alcanza los límites recomendados por la normativa tanto para el público y como para los TOE, de 1 y 20 mSv/año respectivamente. De igual forma, la dosis efectiva anual en

el caso del plano central –correspondiente a la ubicación del médico intervencionista– es mayor en promedio en un orden de magnitud a la correspondiente al plano de la derecha –personal de apoyo–, debido tanto a una menor frecuencia de participación de este personal en los procedimientos, como a una mayor distancia a la fuente de radiación dispersa.

#### 4. Conclusiones

Los resultados de la primera etapa del experimento evidencian lo reportado en las recomendaciones internacionales; en lo posible, es necesario tener el intensificador en la parte superior cuando la configuración del arco en C sea vertical, de manera que la dosis ambiental que recibe el personal ocupacionalmente expuesto sea reducida por un orden de magnitud. Los resultados de la interpolación de la tasa  $H^*(10)$  para las dos posiciones del tubo en la primera etapa son diferentes entre sí, con una mayor tasa para la configuración tipo B respecto a la tipo A; así, se corrobora el hecho de que una componente significativa de la radiación dispersa está presente cuando se tiene el tubo sobre la tabla.

Para la segunda etapa del estudio, se tienen resultados coherentes con lo esperado: el plano ubicado a la derecha recibe una tasa de  $H^*(10)$  que demuestra una tasa de dosis efectiva estimada considerablemente más baja que el plano central. Sin embargo, se resalta que el punto máximo de tasa de dosis en el plano derecho no tiene su máximo ubicado en el punto más cercano al haz dispersado (intersección del rayo central con la tabla móvil y el paciente) sino en el punto ( $x = 50$  cm,  $y = 60$  cm), debido a la atenuación extra que tiene la radiación dispersa debido a la tabla móvil.

La cantidad operacional utilizada  $H^*(10)$  es diferente a la dosis equivalente personal  $H_p(10)$ ; no obstante, bajo las condiciones de direccionalidad del haz, estas dos son equivalentes, por ello se puede seguir la sugerencia del ICRP 139 [2]. Esto conlleva a que el resultado es una idea conservativa de la dosis efectiva anual y, por ende, ninguno de los resultados sugiere la necesidad de utilizar un algoritmo más especializado que requiera dos dosímetros. Este estudio confirma que los principios de protección radiológica como el uso de delantal plomado y el correcto posicionamiento del tubo emisor de RI logran optimizar la dosis efectiva para el personal expuesto en procedimientos de intervencionismo.

#### Referencias

- [1] J. Valentin, "Avoidance of radiation injuries from medical interventional procedures", *Annals of the ICRP*, vol. 30, n.º 2, pp. 7-22, 2000. [https://doi.org/10.1016/S0146-6453\(01\)00004-5](https://doi.org/10.1016/S0146-6453(01)00004-5)
- [2] P. O. López, L. T. Dauer, R. Loose *et al.*, "Occupational radiological protection in interventional procedures", *Annals of the ICRP*, vol. 47, n.º 2, pp. 1-118, 2018. <https://doi.org/10.1177/0146645317750356>
- [3] J. R. Steele, A. K. Jones y E. P. Ninan, "Quality initiatives: Establishing an interventional radiology patient radiation safety program", *RadioGraphics*, vol. 32, n.º 1, pp. 277-287, 2012. <https://doi.org/10.1148/rg.321115002>
- [4] P. Ferrari, F. Becke, Z. Jovanovic *et al.*, "Simulation of h p (10) and effective dose received by the medical staff in interventional radiology procedures", *Journal of Radiological Protection*, vol. 39, n.º 3, pp. 809-824, 2019. <https://doi.org/10.1088/1361-6498/ab2c42>
- [5] K. Chida, Y. Kaga, Y. Haga *et al.*, "Occupational dose in interventional radiology procedures", *American Journal of Roentgenology*, vol. 200, n.º 1, pp. 138-141, 2013. <https://doi.org/10.2214/AJR.11.8455>
- [6] E. Vañó, L. González, F. Beneytez y F. Moreno, "Lens injuries induced by occupational exposure in non-optimized interventional radiology laboratories", *The British Journal of Radiology*, vol. 71, n.º 847, pp. 728-733, 1998. <https://doi.org/10.1259/bjr.71.847.9771383>
- [7] E. P. Efstathopoulos, I. Pantos, M. Andreou *et al.*, "Occupational radiation doses to the extremities and the eyes in interventional radiology and cardiology procedures", *The British Journal of Radiology*, vol. 84, n.º 997, pp. 70-77, 2011. <https://doi.org/10.1259/bjr/83222759>
- [8] O. Ciraj-Bjelac, M. M. Rehani, K. H. Sim *et al.*, "Risk for radiation-induced cataract for staff in interventional cardiology: Is there reason for concern?", *Catheterization & Cardiovascular Interventions*, vol. 76, n.º 6, pp. 826-834, 2010. <https://doi.org/10.1002/ccd.22670>
- [9] R. Moura y F. A. Bacchim, "Proteção radiológica aplicada à radiologia intervencionista", *Jornal Vascular Brasileiro*, vol. 14, n.º 3, pp. 197-199, 2015. <https://doi.org/10.1590/1677-5449.1403>
- [10] J. K. Dave, "Why is the X-ray tube usually located underneath the patient instead of above the patient for interventional fluoroscopic procedures?", *American Jour-*

- nal of Roentgenology*, vol. 207, n.º 3, W24-W25, 2016. <https://doi.org/10.2214/AJR.16.16454>
- [11] N. W. Marshall y K. Faulkner, “The dependence of the scattered radiation dose to personnel on technique factors in diagnostic radiology”, *The British Journal of Radiology*, vol. 65, n.º 769, pp. 44-49, 1992. <https://doi.org/10.1259/0007-1285-65-769-44>
- [12] K. Faulkner y B. M. Moores, “An assessment of the radiation dose received by staff using fluoroscopic equipment”, *The British Journal of Radiology*, vol. 55, n.º 652, pp. 272-276, 1982. <https://doi.org/10.1259/0007-1285-55-652-272>
- [13] H. Jarvinen, N. Buls, P. Clerinx *et al.*, “Overview of double dosimetry procedures for the determination of the effective dose to the interventional radiology staff”, *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 129, pp. 333-339, n.º 1-3, 2008. <https://doi.org/10.1093/rpd/ncn082>
- [14] *RaySafe x2 - Product specifications brochure*, RaySafe, Billdal, Suecia, may. 2021. Disponible en [https://www.raysafe.com/sites/default/files/2021-07/raysafe\\_x2\\_specification\\_brochure.pdf](https://www.raysafe.com/sites/default/files/2021-07/raysafe_x2_specification_brochure.pdf)
- [15] D. Followill, *The Phantoms of Medical and Health Physics*, 1.ª ed., Nueva York: Springer-Verlag, 2014.
- [16] B. A. Schueler, “The aapm/rsna physics tutorial for residents general overview of fluoroscopic imaging”, *Radiographics*, vol. 20, n.º 4, pp. 1115-1126, 2000. <https://doi.org/10.1148/radiographics.20.4.g00j1301115>
- [17] D. B. Rowe, “BiLinear, bicubic, and in between spline interpolation”, Department of Mathematics, Statistics, and Computer Science, Marquette University, Wisconsin, feb. 2018. Disponible en [https://www.mssc.mu.edu/~daniel/pubs/RoweTalkMSCS\\_BiCubic.pdf](https://www.mssc.mu.edu/~daniel/pubs/RoweTalkMSCS_BiCubic.pdf)
- [18] J. Liu, Z. Gan, en X. Zhu, “Directional bicubic interpolation — A new method of image super-resolution”, en *Proceedings of 3rd International Conference on Multimedia Technology (ICMT-13)*, 2013, pp. 463-470.
- [19] R. Padovani, C. Foti y M. Malisan, “Staff dosimetry protocols in interventional radiology”, *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 94, n.º 1-2, pp. 193-197, 2001. <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a006471>
- [20] “Units of radiation. Calculation of equivalent dose and effective dose”, Ministry of the Environment Government of Japan, Tokio, Japan, ene. 2019. Disponible en <https://www.env.go.jp/en/chemi/rhm/basic-info/1st/pdf/basic-1st-02-03-06.pdf>

## Estudio de los requerimientos de blindaje para aceleradores lineales con haces sin filtro aplanador en modalidad IMRT

*Study of shielding requirements for linacs with flattening filter-free beams used in IMRT techniques*

Angelo Albano Reyes Carvajal<sup>1</sup>, María Esperanza Castellanos<sup>2</sup>

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 5, 54-65, 2021  
**Recibido:** 30 de junio de 2021  
**Aceptado:** 29 de septiembre de 2021  
**Publicado en línea:** 23 de noviembre de 2021  
**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.587>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

**Citación:** A. A. Reyes y M. E. Castellanos, “Estudio de los requerimientos de blindaje para aceleradores lineales con haces sin filtro aplanador en modalidad IMRT”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 54-65, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.587>

### Resumen

En este trabajo se estudiaron los parámetros usados para el cálculo de blindajes en aceleradores lineales (*linac*) de electrones modernos que pueden operar con o sin filtro aplanador en el haz (haces FF y FFF), en modalidad de radioterapia por intensidad modulada (IMRT). En particular, se analizaron los espesores de cirreductores (TVL), la carga de trabajo (W) y los factores de uso (U) de haz primario, con el objetivo de determinar las diferencias tanto en requerimiento de espacio como de costos para un búnker. Se estudiaron las propiedades espectrales de haces FF y FFF de 6 MV, a partir de espectros publicados, y su efecto en parámetros como la energía media del haz y los TVL. Se encontró que la energía media en haces FF puede ser 1,15 veces superior a la de haces FFF, mientras que los TVL para haces FFF pueden ser inferiores en un 16% a los de haces FF, resultados consistentes con datos publicados. Se hizo un estudio de carga de trabajo y de factores de uso de haz primario para dos aceleradores de última generación operados en un centro de alta carga de trabajo en tratamientos con IMRT y arcoterapia de modulación volumétrica (VMAT), con el objetivo de realizar cálculos de blindaje representativos para un centro moderno de radioterapia. Con un ejemplo de búnker, se halló que el espesor de las barreras primarias para un *linac* operado con haces FFF puede ser inferior hasta en un 19% al requerido para haces FF; también, se reduce el espesor de las barreras secundarias necesarias, lo cual se explica en parte con la disminución de la carga de trabajo de radiación de fuga,  $W_L$ , en haces FFF de un 54%, como consecuencia de la disminución del número de unidades de monitor (UM) requerido para

<sup>1</sup> Clínica San Rafael, Pereira, Colombia.

<sup>2</sup> Pontificia Universidad Javeriana, Bogotá, Colombia.

Autor de correspondencia: Angelo Albano Reyes Carvajal, [ar.carvajal@hotmail.com](mailto:ar.carvajal@hotmail.com)



un tratamiento con haces FFF, en comparación con haces FF. Cuando se utilizan haces combinados, las ventajas de blindaje se ven reducidas dependiendo de la combinación utilizada; por ejemplo, se estableció que al aumentar el modo de operación de un *linac* de un 20 % a un 40 % con haz FFF, la ventaja en reducción de blindaje puede llegar hasta 9 % para barreras primarias y secundarias. Mediante factores de uso de haz primario, correspondiente a los modos de operación de un *linac* moderno, como los estudiados, y en combinación con haces únicos FFF, el espesor de las barreras primarias y secundarias se puede reducir hasta en un 30 %, optimizando así costos y espacios, sin sacrificar la protección del público y trabajadores. Por último, como consecuencias prácticas de la reducción de espesores de blindaje, es posible reducir entre 13 % y 17 % la cantidad de concreto ordinario para la construcción de un búnker como el del ejemplo analizado, y se puede llegar a un ahorro específico en espacio entre 6 m<sup>2</sup> a 11,8 m<sup>2</sup>.

**Palabras clave:** filtro aplanador, TVL, carga de trabajo, radiación de fuga, factor de uso.

### Abstract

An analysis was performed of the parameters used in shielding calculations for modern electron linear accelerators (linacs) that can operate with or without a flattening filter in the beam (FF and FFF) in the intensity modulated radiotherapy (IMRT) modality. In particular, the tenth-value layer (TVL), workload (W) and primary beam use factor (U) were analyzed to determine the differences in both space requirements and costs for a bunker. The spectral properties of 6-MV FF and FFF beams were determined from published spectra and the effect of these properties on parameters, such as the mean beam energy and TVLs, were studied. The average energy for FF beams was found to be 1.15 times higher than that of FFF beams, whereas the TVLs for FFF beams were found to be 16% lower than those for FF beams, which is consistent with published data. The workload and primary beam use factors were investigated for two last-generation accelerators operated in a high-workload center for treatments with IMRT and volumetric modulated arc therapy (VMAT), with the objective of performing shielding calculations representative of a modern radiotherapy center. For the case of a bunker, a linac operated using FFF beams requires up to 19% thinner primary barriers than using FF beams, as well as thinner secondary barriers, partly because of a 54% decrease in the workload of leakage radiation,  $W_L$ , for FFF beams as a consequence of the decrease in the number of required monitor units (MU) compared to FF beams. The use of combined beams decreases shielding benefits, where the extent of reduction depends on the combination used: for example, increasing the operating mode of a linac from 20% to 40% with an FFF beam can reduce shielding for primary and secondary barriers by up to 9%. Primary beam use factors for modern linac modes of operation, such as those studied, and in combination with single FFF beams can reduce the thickness of primary and secondary barriers by up to 30%, thus optimizing costs and space without sacrificing protection of the public and workers. Finally, the practical consequences of thinner shielding are a reduction of between 13% and 17% in the quantity of ordinary concrete required to build the considered bunker and space savings between 6 m<sup>2</sup> and 11.8 m<sup>2</sup>.

**Keywords:** flattening filter, TVL, workload, leakage radiation, use factor.

## 1. Introducción

Los aceleradores lineales (*linear accelerator, linac*) convencionales utilizados en radioterapia están equipados con un filtro aplanador (*flattening filter, FF*), cuyo objetivo es producir una distribución de dosis uniforme en el campo, considerando un medio homogéneo. Los avances tecnológicos han permitido una evolución de las técnicas de tratamiento con radioterapia externa, desde la técnica convencional o bidimensional (2D), pasando por la conformal tridimensional (3DCRT, por su sigla en inglés), hasta la radioterapia de intensidad modulada (IMRT, por su sigla en inglés), y recientemente la arcoterapia de modulación volumétrica (VMAT, por su sigla en inglés), con las cuales se administran tratamientos de intensidad modulada de manera más eficiente. Todas estas técnicas se han desarrollado con equipos que disponen de filtro aplanador. Sin embargo, investigaciones recientes han demostrado que en la práctica moderna de radioterapia con IMRT, VMAT o con haces pequeños no es indispensable la presencia del filtro en el haz, puesto que este se modula antes de la llegada al paciente, produciendo haces inherentemente no planos, o el haz pequeño es por su naturaleza relativamente plano. Así, en los *linac* modernos se cuenta también con la opción de haces sin filtro aplanador, o haces FFF (*flattening filter free*) [1], [2].

La inclusión o no del filtro aplanador implica diferencias en las características del haz en cuanto a su calidad, intensidad y distribución lateral de dosis, principalmente. El haz FFF es menos energético, particularmente en el centro, por cuanto el filtro aplanador endurece el haz (filtra los haces de energías bajas), lo cual ocurre cuando el haz de electrones usado en los haces FFF es el mismo que en los FF, como es el caso de los *linac* Varian [3]; esto ha sido analizado en diferentes trabajos publicados. Lind [4] encontró que la calidad del haz ( $TPR_{10}^{20}$ ) para un haz de 6 MV FFF puede ser de 0,664, mientras que para un haz de 6 MV FF es de 0,681; Vassiliev [5] halló que el porcentaje de dosis en profundidad (PDD) en agua para un haz de 6 MV FFF es igual al de un haz de 4 MV FF, datos consistentes con los publicados por el IPEM (Institute of Physics and Engineering in Medicine) [3]. Por otra parte, Vassiliev y el IPEM reportaron una tasa de dosis superior en un factor de 2,1 y 2,3 en el eje en haces FFF de 6 MV, en comparación con haces FF [3], [6].

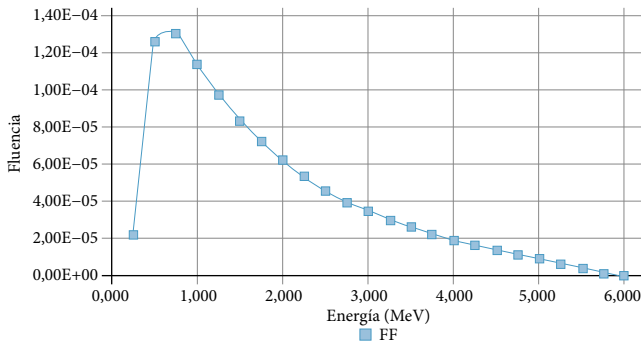
En otro enfoque, la energía de los electrones incidentes en el blanco se aumenta para tratar de hacer coincidir la calidad de los haces FFF a los convencionales (FF), pero de acuerdo con el IPEM [3], por cuanto no se trata simplemente poner y quitar el filtro, hay diferencias irreconciliables en el espectro del haz que pueden influir, por ejemplo, en las componentes de radiación dispersa.

Como consecuencia de las diferencias mencionadas y del uso más extendido de *linac* con haces FFF, los parámetros utilizados en el cálculo de blindajes como los espesores decimreductores (TVL) y las fracciones de dispersión para haces FF, no son adecuados para haces FFF. Por consiguiente, y con la visión de que a futuro los haces FFF se establecerán como estándar en la práctica clínica, es importante estudiar cómo cambian los parámetros de blindaje para haces FFF en comparación con haces FF, y determinar cuál es su impacto en el diseño de un búnker. Dado que, de acuerdo con el IPEM [3], hasta el año 2016 no había haces de 18 MV FFF disponibles en el mercado, y a que se observa una tendencia a preferir los haces de 6 MV para los tratamientos con haces modulados en intensidad, en el presente trabajo se estudiaron haces filtrados y sin filtro de 6 MV: se analizaron las diferencias espectrales, se determinaron los TVL para haces FFF y con los resultados se calcularon los espesores necesarios de material blindante para un ejemplo de un búnker en particular. Estos resultados se compararon con los espesores obtenidos para haces FF y se establecieron las consecuencias prácticas en requerimiento de espacio y de costos. Además, se estudió la influencia en ese diseño de la carga de trabajo y del factor de uso de haz primario en el cálculo de blindaje, para técnicas VMAT e IMRT.

## 2. Materiales y métodos

### 2.1. Estudio de diferencias espectrales de haces FF y FFF

Las diferencias espectrales se evaluaron a través de la energía medida ( $\bar{E}$ ) para haces de 6 MV con filtro y sin filtro aplanador. La energía media de un haz de fotones se puede calcular mediante la ecuación 1 [7]; donde  $\Phi_E$  es la fluencia diferencial en energía de fotones. El numerador representa la fluencia energética y el denominador, la fluencia total de fotones producidos en el rango desde cero hasta la máxima energía.



**Figura 1.** Espectro sobre el eje de un haz de 6 MV (Varian) con filtro aplanador publicado por Rogers y Sheikh [8]

$$\bar{E}_\Phi = \frac{\int_0^{E_{max}} E \Phi_E dE}{\int_0^{E_{max}} \Phi_E dE} \quad (1)$$

Se utilizó el espectro con filtro de una máquina Varian publicado por Rogers y Sheikh [8] (figura 1) para obtener un espectro de haz de 6 MV FFF, lo cual se realizó en dos etapas. Primero, se calculó el espectro del haz incidente en el filtro aplanador a partir de la ecuación de atenuación simple (ecuación 2, [7]), considerando el espesor central de un filtro aplanador para esta clase de máquinas. Posteriormente, por cuanto en los haces FFF se reemplaza el filtro aplanador por una placa plana de espesor inferior o igual a 2 mm, fabricada de diversos materiales, para filtrar electrones y fotones de baja energía [1], se utilizó nuevamente la ecuación de atenuación simple para obtener el espectro del haz después de atravesar una placa plana de cobre de 0,8 mm [1], [4], [5]. Para los espectros con y sin filtración, finalmente se determinaron las  $\Phi_E$  necesarias para el cálculo de la  $\bar{E}$ .

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\mu L} \quad (2)$$

$I_0$  corresponde al número de fotones incidentes en el filtro por cada *bin* de energía;  $I$  es el número de fotones que atraviesan el filtro;  $\mu$  es el coeficiente de atenuación [9] y  $L$  es el espesor del filtro en el centro.

## 2.2. Determinación de TVL para haces FFF

Los TVL para haces FFF fueron calculados usando un modelo desarrollado por LaRiviere y Nelson [10], el cual permite determinar el espesor de material blindante necesario

para reducir la dosis absorbida a un porcentaje dado. El modelo establece que la transmisión de fotones a través de un material puede escribirse en términos de una integral sobre el espectro de energía del haz. Es decir, la dosis absorbida en el aire en el seno de aire para un espesor  $t$  se establece a partir de la ecuación 3 [10], donde  $\mu$  es el coeficiente lineal de atenuación,  $\Phi$  es la fluencia de partículas,  $B$  es el factor de acumulación *buildup* de la dosis absorbida,  $\left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)_{air}$  es el coeficiente de absorción másico de energía para el aire.

$$D(t) = \int_{E_{min}}^{E_{max}} E \varphi(E) \left(\frac{\mu_{en}(E)}{\rho}\right)_{air} B(E, \mu t) e^{-\mu(E)t} dE \quad (3)$$

El factor de acumulación *buildup* de dosis absorbida se obtiene de la expresión de Berger en la ecuación 4 [10], donde los parámetros  $\alpha(E)$  y  $\beta(E)$  se toman de Trubey [11], y los coeficientes de atenuación para el material blindante y el coeficiente de absorción de energía en aire del National Institute of Standards and Technology (NIST) [9].

$$B(E, \mu t) = 1 + \alpha(E) \mu t e^{-\mu t \beta(E)} \quad (4)$$

Con el modelo anterior, los espesores decirreductores  $TVL_1$  se obtuvieron de la transmisión definida por la relación  $\frac{D(t)}{D(0)} = 0,1$  [10]; así el  $TVL_1$  es el espesor necesario para atenuar el haz en un factor de 10. El  $TVL_2$  es el espesor necesario para atenuar el haz en un factor adicional de 10 y, finalmente, el  $TVL_3$  tomado en esta investigación como  $TVL_e$ , es un espesor adicional más para atenuar el haz en otro factor de 10 [12].

Para validar el modelo, se tomaron los espectros publicados por Sheikh-Bagheri y Rogers [8] para haces de 6 MV y 10 MV con filtro aplanador y se calcularon los  $TVL_1$  y los  $TVL_e$ , los cuales se compararon con los reportados en el NCRP151 [13]. Posteriormente se aplicó el modelo validado para obtener los TVL de haces 6 MV FFF a partir del espectro FFF encontrado en este estudio. Los resultados se comparan con los publicados por Kry, Mohan y Vassiliev [14].

## 2.3. Estudio de carga de trabajo (W)

Se estudió la carga de trabajo de dos unidades de tratamiento de un centro de radioterapia moderno de alta ocupación, en el cual los pacientes son tratados con haces FF de 6 MV. La información obtenida permite un análisis del tipo de tratamientos realizados, lo cual es sustancial para determinar

la cantidad de unidades monitor en promedio por paciente, requerido para el cálculo de la carga de trabajo. No se abordó en este estudio el posible impacto en la carga de trabajo de los esquemas de tratamiento hipofraccionados.

El trabajo consistió en obtener los datos de pacientes tratados en cinco días diferentes de alta ocupación, e identificar la dosis prescrita, la profundidad de tratamiento, la técnica usada y el número de UM en cada una de las máquinas. A su vez, para establecer la relación entre el número de UM relacionado con la calibración del haz (UM para una cierta dosis a la profundidad máxima ionización a 1 m de la fuente) y las administradas en los tratamientos con haz modulado en intensidad, según las dosis prescritas, se calcularon los planes de tratamiento en 3DCRT.

Para los mismos casos se realizaron cálculos en IMRT o VMAT y se determinó el factor  $C_f$  (ecuación 5), el cual considera el aumento del número de UM en IMRT en comparación con 3DCRT; este factor es necesario para los cálculos de la carga de trabajo de radiación de fuga ( $W_L$ ) para el haz FF.

$$C_f = \frac{MU_{IMRT}}{MU_{conv}} \quad (5)$$

Como el NCRP151 [13] no considera el caso de haces FFF, y debido a que estudios posteriores a la publicación de esa recomendación muestran que cuando se utilizan haces sin filtración el factor de corrección de la carga de trabajo de fuga cambia, en este estudio se utiliza el enfoque propuesto por Kry, Mohan y Vassiliev [14], para la corrección de este parámetro, usando el factor calculado mediante la ecuación 6. Este factor de corrección ( $C_{IF}$ ) tiene en cuenta el aumento de las UM debido a la técnica VMAT utilizada (primer término), la diferencia en el número de UM que se requieren para administrar los tratamientos con y sin filtración (segundo término) y el tercer término tiene en cuenta que se requiere una corriente de electrones diferente para producir 1 UM cuando se elimina el filtro.

$$C_{IF} = \left( \frac{MU_{FFIMRT}}{MU_{FFconv}} \right) \left( \frac{MU_{treatmentFFF}}{MU_{treatmentFF}} \right) \left( \frac{Target\ current_{FFF}}{Target\ current_{FF}} \right) \quad (6)$$

En la ecuación 6 los términos dos y tres fueron extraídos de estudios realizados por Vassiliev [15], y Titt, Vassiliev y Pönisch [16], respectivamente.

#### 2.4. Factor de uso (U) para IMRT y VMAT (haz primario)

Para el cálculo del factor de uso de haz primario en cada máquina, se analizó el total de tratamientos realizados en una semana y se determinó la dosis (cGy) acumulada por el haz en cada posición del gantry en ángulos de 1°. Esta dosis acumulada se dividió por la dosis total de tratamiento semanal, con lo cual se obtuvo la fracción de carga de trabajo de haz primario que se dirige hacia una barrera primaria. Específicamente, para la técnica VMAT, conociendo el ángulo de inicio y parada junto con la direccionalidad, se asumió que, para cada ángulo comprendido dentro del arco, la dosis administrada se distribuía en partes iguales.

#### 2.5. Cálculo de barreras primarias y secundarias para haces FF y FFF

En la figura 2 se presenta el diseño de búnker utilizado para determinar las barreras primarias y secundarias en este estudio. El plano fue adecuado del ejemplo presentado en la sección 7 del informe 151 del NCRP [13].

Se calcularon espesores en concreto ordinario ( $\rho = 2,35 \text{ g/cm}^3$ ), material ampliamente usado, ya que puede verse en variadas configuraciones y provee un buen blindaje y fuerza estructural.

El enfoque que se presenta para evaluar los espesores de blindaje requeridos es el siguiente:

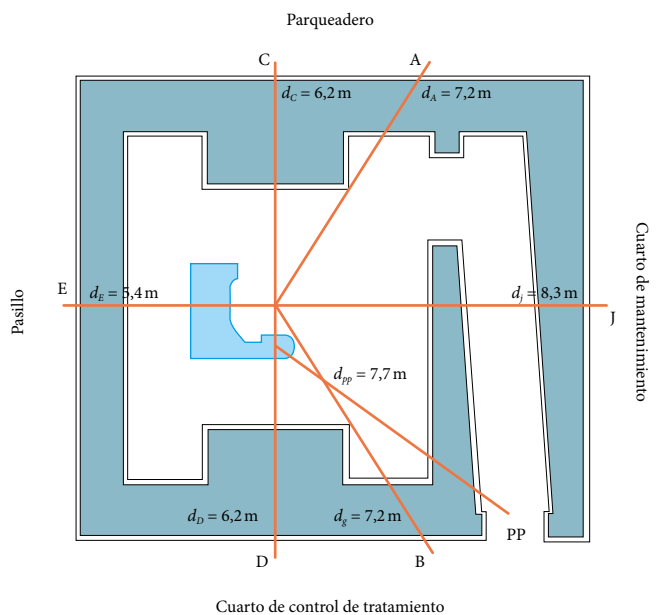


Figura 2. Plano de búnker utilizado para cálculos de blindaje. Esquema general tomado del NCRP151 [13]

- » *Haz con filtración.* Se utiliza el escenario de dedicación exclusiva del acelerador a técnica VMAT, con haz de 6 MV FF. Se halla la carga de trabajo ( $W$ ), el promedio de pacientes tratados en una hora ( $N_h$ ) y el número máximo de pacientes tratados en una hora ( $N_{m\acute{a}x.}$ ). Los resultados para la máquina 1 en este estudio se usan para el cálculo. Los demás parámetros como TVL, fracciones de dispersión, factor de uso, entre otros, necesarios para los cálculos, fueron tomados del NCRP.
- » *Haz sin filtración.* Se utiliza el escenario de dedicación exclusiva a técnica VMAT, con haz de 6 MV FFF. Se aplican los mismos factores: carga de trabajo (primaria y dispersa),  $N_{m\acute{a}x.}$  y  $N_h$ . Los TVL necesarios para la barrera primaria y  $W_L$  se toman de los resultados de este estudio. Las fracciones de dispersión y los TVL en concreto para radiación dispersa por el paciente se adoptan de los reportados por Kry, Mohan y Vassiliev [14]; para que los resultados sean comparables entre haces con y sin filtro, el factor de uso utilizado es el reportado en el NCRP151.
- » *Haces combinados.* Para evaluar el impacto del uso combinado se suponen dos aproximaciones. La primera considera los resultados reportados por Mishra y Palani [17], quienes establecen que en centros donde se utilizan haces combinados de 6 MV, el 80 % de los pacientes se tratan en modo FF y el 20 % restante en modo FFF. Además, teniendo en cuenta que cada vez más se recurre a técnicas de tratamiento como la radioterapia estereotáctica corporal (que administra con alta precisión una dosis alta de radiación a blancos pequeños y bien definidos, mediante haces FFF en máquinas modernas) [18], se ha establecido una segunda aproximación, asumiendo que el 60 % de los pacientes se tratan con haces FF y el 40 % con haces FFF.

Además de los anteriores enfoques, se evalúan los cálculos de blindaje para los escenarios presentados, utilizando los factores de uso encontrados en este estudio. Lo anterior, además, para analizar el hecho de que en técnicas VMAT e IMRT no existen angulaciones preferenciales del *gantry* o brazo del *linac*.

Para identificar las consecuencias prácticas tanto en requerimientos de espacio y costos, se establece el porcentaje de ahorro de área con los nuevos espesores y la cantidad de

metros cúbicos de concreto ordinario, para cada uno de los escenarios utilizados.

### 3. Resultados y discusión

#### 3.1. Diferencias espectrales de haces FF y FFF

En la tabla 1 se presenta la energía media de los haces estudiados; se constata que los haces filtrados son más energéticos: para haces 6 MV filtrados, la  $\bar{E}$  es 1,55 veces mayor que para el haz no filtrado. Esta diferencia implica que la calidad de haz en haces FF y FFF difiera para un mismo potencial nominal.

Tabla 1. Energía  $\bar{E}$  para haces FF y FFF de 6 MV

Haz	$\bar{E}$ (MeV)
6 FF	1,80
6 FFF	1,56

Para visualizar la diferencia espectral entre haces filtrados y no filtrados, en la figura 3 se ilustra el espectro del haz FFF obtenido para un haz de 6 MV a partir del espectro de Roger y Sheikh [8]. Se observa, también, que el máximo de emisión en el espectro para el haz FFF (normalizado) se desplaza hacia la izquierda, en comparación con el haz FF, lo cual se va a reflejar en la calidad del haz evaluada en la distribución de dosis en un medio homogéneo. Las variaciones observadas en la distribución energética del haz se verán reflejadas, igualmente, en los parámetros usados para el cálculo de blindajes como los TVL.

#### 3.2. Determinación del TVL para haces FFF

En la tabla 2 se detallan los TVL encontrados para haces de 6 MV; con estos resultados se valida el modelo aplicado que se describe en la sección 2.2. Al compararlos con los reportados en el NCRP 151, se encuentra que para el haz de 6 MV el modelo aplicado no hay diferencia en el TVL<sub>1</sub> y mientras que para el TVL<sub>e</sub> la diferencia es de 6 %. El método se aplicó también al espectro de un haz de 10 MV; aquí se hallaron diferencias de 2 % y 0 %, respectivamente. Lo anterior indica que el modelo aplicado para determinar los TVL es adecuado. Las diferencias en los TVL<sub>1</sub> y TVL<sub>e</sub> se deben principalmente al error que presentan los coeficientes de Berger [9] y a los espectros utilizados.

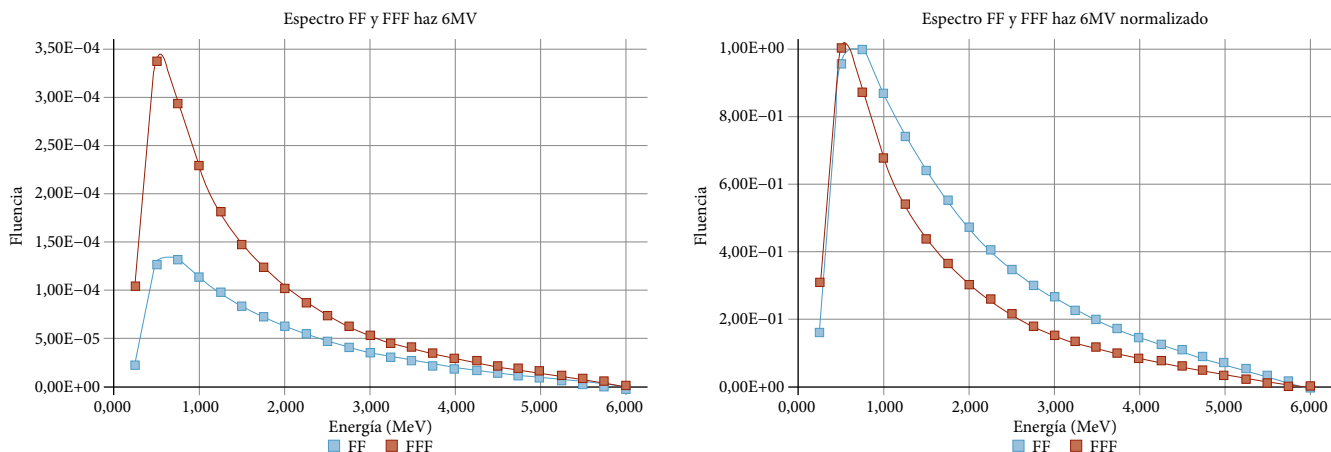


Figura 3. Espectro encontrado para el haz FFF de 6MV a partir del espectro FF de Rogers y Sheikh [8] Izquierda: espectros sin normalizar; derecha: espectros normalizados.

Tabla 2. TVL<sub>1</sub> y TVL<sub>e</sub> para haces de 6MV y 10MV con filtro aplanador, para concreto ordinario

Referencia	Haz (MV)	TVL <sub>1</sub> (cm)	TVL <sub>e</sub> (cm)
Modelo aplicado	6 FF	37	31
NCRP	6 FF	37	33
Modelo aplicado	10 FF	42	37
NCRP	10 FF	41	37

Para el haz de 6MV sin filtración (haz FFF de 6MV), los TVL hallados a través del modelo planteado se presentan en la tabla 3. Al compararlos con los resultados de Kry, Mohan y Vassiliev [14], la diferencia máxima encontrada fue del 4 %, por consiguiente, se comprueba la validez del modelo y el cálculo de los TVL para el haz de 6MV.

Tabla 3. TVL<sub>1</sub> y TVL<sub>e</sub> para el haz de 6MV sin filtro aplanador

Referencia	Haz (MV)	TVL <sub>1</sub> (cm)	TVL <sub>e</sub> (cm)
Modelo aplicado	6 FFF	31	28
Kry, Mohan y Vassiliev	6 FFF	30	27

Los valores de los TVL para haces sin filtro aplanador son un 16% más pequeños que los reportados por el NCRP151.

### 3.3. Carga de trabajo

La carga de trabajo para el haz de 6MV con filtración se determinó con datos reales de un centro oncológico moderno para dos máquinas de tratamiento operadas solamente en modo FF. Para la primera máquina analizada, se determinó que el 98% de los pacientes son tratados con la técnica VMAT, y para la máquina 2, la técnica de tratamiento es 15%

convencional y 85% es VMAT e IMRT (DMLC y *step and shoot*).

Los tratamientos analizados para la carga de trabajo en la máquina 1 se muestran en la figura 4; en general, fueron tratamientos de próstata con un 63%, cabeza y cuello 23%, radiocirugía 8%, entre otros. De igual forma, en la figura 5 se presentan los tratamientos analizados para la carga de trabajo de la máquina 2, donde el 34% corresponde a próstata, 24% a seno, 10% cabeza y cuello, 8% recto-colon y otros.

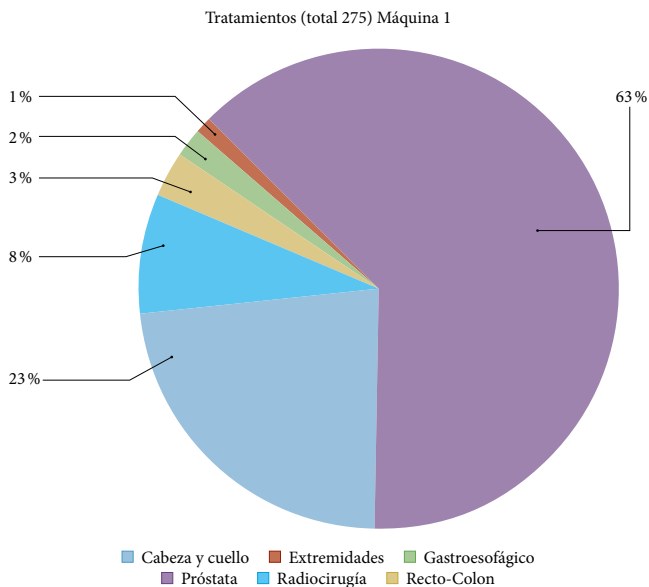
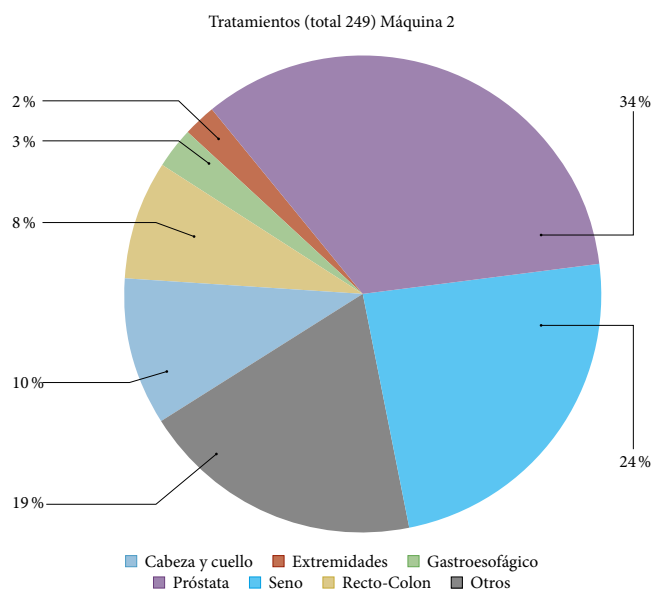


Figura 4. Máquina 1: tratamientos analizados para carga de trabajo y factor de uso Información correspondiente a 5 días de tratamientos en un centro oncológico de alta ocupación



**Figura 5.** Máquina 2: tratamientos analizados para carga de trabajo y factor de uso

Información correspondiente a 5 días de tratamientos en un centro oncológico de alta ocupación

En la tabla 4, se presenta la dosis prescrita por semana en cada máquina y la carga de trabajo calculada, considerando la profundidad media de tratamiento. El factor promedio encontrado para calcular la carga de trabajo, considerando dosis en la profundidad de máxima ionización, a partir de la dosis prescrita, hallado para los tratamientos de próstata, cabeza y cuello, seno, extremidades y demás de las figuras 4 y 5, fue 1,3.

**Tabla 4.** Dosis prescrita en una semana para máquinas 1 y 2

Máquina	Dosis (Gy/semana)	W (Gy/semana)
1	583	758
2	645	839

Por otra parte, utilizando los tratamientos analizados en las dos máquinas, se encontró que el factor  $C_I$  necesario para determinar la carga de trabajo de radiación de fuga para el haz FF en las dos máquinas, es en promedio de 3,1. Siendo más restrictivos, para los cálculos se trabajó un factor de 3,7, el mayor valor encontrado.

Para la  $W_L$  (carga de trabajo de radiación de fuga) del haz FFF, se utilizaron los factores publicados por Vassiliev [15], y Titt, Vassiliev y Pönisch [16], a saber: 3,7, 0,5 y 0,9 (tabla 5), obteniendo un valor un factor  $C_{IF}$  (ecuación 6) de 1,7.

**Tabla 5.** Valores de los términos para la ecuación 6

Descripción	Valor
Primer término	3,7
Segundo término	0,5
Tercer término	0,9

A partir del resultado anterior, se calculó la carga de trabajo para la radiación de fuga en haces con y sin filtro aplanador, que se presenta en la tabla 6; allí se observa que, al eliminar el filtro aplanador, la carga de trabajo de radiación de fuga disminuye hasta en un 54 %, debido principalmente a que el factor  $C_{IF}$  fue inferior al factor  $C_I$ . Este comportamiento de la  $W_L$  se debe a que la cantidad de UM requeridas para un tratamiento con haz FFF, es menor que para un tratamiento con haz FF; y además, a que la corriente blanco para un tratamiento con haz sin filtración es menor que para uno con filtración [14].

**Tabla 6.** Carga de trabajo de radiación de fuga en Gy/semana para haz FF y FFF de 6MV

Haz	$W_L$ Máquina 1	$W_L$ Máquina 2
6 FF	2806	2757
6 FFF	1289	1336

La reducción porcentual de la  $W_L$  reportada en este estudio es consecuente con los resultados publicados por Casmore [19], quien estimó una reducción del 58 %. Además, del estudio realizado de la carga de trabajo, se obtuvo que para las dos máquinas  $N_h$  es 5 y  $N_{máx.}$  es 8.

### 3.4. Factor de uso (U) VMAT e IMRT (haz primario)

El factor de uso encontrado para cada uno de los *linac* estudiados se muestran en las figuras 6 y 7.

Al comparar el resultado del factor de uso VMAT (figura 6) en la máquina 1, con el factor de uso convencional, se observa que la carga de trabajo se distribuye casi de manera homogénea sobre las barreras primarias. Se nota una pequeña tendencia del factor de uso hacia los 90°, lo cual se debe a que en esta máquina es utilizada para procedimientos de radiocirugía con el haz en esa dirección. Además, el valor máximo de U se presenta también a los 90° con un valor de 0,47 % aproximadamente. Este resultado, que es inferior al utilizado en el convencional, conlleva reevaluar el factor de uso en los cálculos de blindaje según las técnicas de tratamiento para las cuales es proyectada una máquina. En este

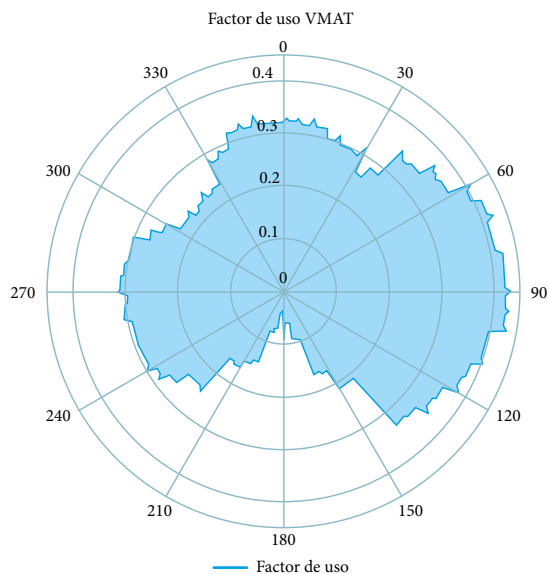


Figura 6. Factor de uso, equipo dedicado a técnica VMAT

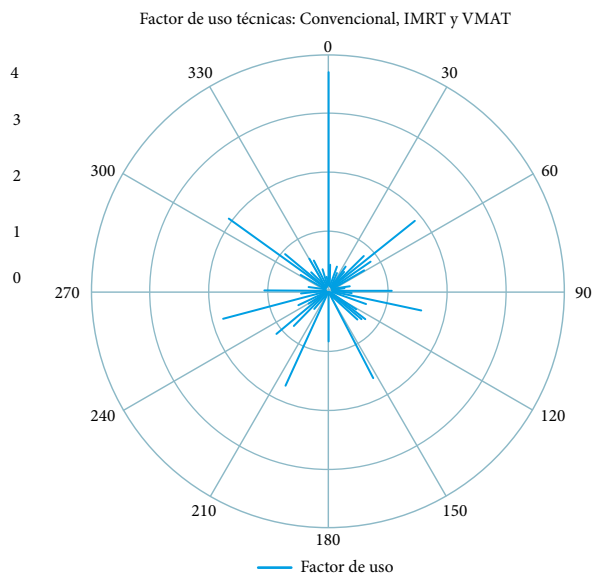


Figura 7. Factor de uso, equipo dedicado a técnicas: convencional, IMRT y VMAT

estudio se utilizarán tanto los factores de uso convencionales reportados en el NCRP y como los factores de uso aquí encontrados (específicamente en de la máquina 1) para los cálculos de blindajes.

En la figura 7, correspondiente al factor de uso de la máquina 2, donde las técnicas de tratamiento fueron 85 % VMAT e IMRT (DMLC y *step and shoot*) y 15 % convencional, se observa que los valores del factor de uso del haz primario (U) difieren con los convencionales presentados en el NCRP151. El uso del equipo principalmente está destinado a técnicas IMRT y el valor máximo de U es un 4 % aproximadamente, presentándose a un ángulo de *gantry* de 180°. Otro aspecto que se analiza es que la distribución de la carga de trabajo sobre las barreras primarias registra tendencia hacia ciertos ángulos (0°, 51°, 102°, 153°, 204°, 255° y 306°), que corresponden a las angulaciones utilizadas en tratamientos de próstata, seno y otros en IMRT.

### 3.5. Cálculo de barreras primarias y secundarias para haces FF y FFF

Al comparar los resultados de los espesores de las barreras del ejemplo del búnker para los dos primeros escenarios descritos en la metodología, es decir, para cuando se asume dedicación exclusiva de la máquina 1 a técnica VMAT con haces FF y FFF y utilizando el factor de uso convencional, se observa que los requisitos de blindaje para las barreras primarias se redujeron hasta en un 19 % para el haz FFF, como consecuencia de un TVL inferior. Estos primeros resultados se detallan en la tabla 7.

Los escenarios considerados corresponden al uso exclusivo del acelerador con haces de 6MV con y sin filtro aplanador.

Asimismo, para las barreras secundarias la reducción máxima del espesor fue de un 13 %. Este resultado no solo se debe a la disminución de las TVL de la radiación dispersa por el paciente, como lo demuestran Kry, Mohan, y Vassiliev [14] en su estudio, sino también, a la disminución de hasta

Tabla 7. Resultados de requerimientos de blindajes para haces con y sin filtro aplanador en cm

Ubicación	Barrera	Espesor (FF)	Espesor (FFF)	Porcentaje de reducción (%)
C (Parqueadero)	Primaria	151	123	19
A (Parqueadero)	Secundaria	79	69	13
D (Cuarto control trat.)	Primaria	159	130	18
B (Cuarto control trat.)	Secundaria	95	85	11
G (Techo)	Primaria	164	134	18
H (Techo)	Secundaria	94	84	11
L (Laberinto)	Secundaria	71	64	10
E (Pasillo)	Secundaria	92	82	11
J (Cuarto mantenimiento)	Secundaria	81	71	12



en un 54% de la carga de fuga  $W_L$ . Los anteriores resultados son congruentes con los reportados por Kry, Mohan, y Vassiliev [14], y Mishra y Palani [17], quienes reportan que las paredes son más delgadas hasta en un 20% en barreras primarias, y 10-19% en barreras secundarias.

En este estudio, se supone que la energía de aceleración de los electrones no se alteró cuando se eliminó el filtro aplanador, dando como resultado la disminución de la calidad del haz y, por tanto, una disminución esperada en los requisitos de blindaje. En este caso, puede establecerse que la ventaja de blindaje en modo FFF es del 10% al 19%.

Cuando se tienen haces combinados con proporciones de 80% FF y 20% FFF, se obtiene disminución de hasta un 3% y 4% para barreras primarias y secundarias, respectivamente, haciendo que la ventaja de blindaje sea modesta en comparación con la dedicación exclusiva a tratamientos con haces FFF. Esto se debe principalmente a que solo un 20% de la carga de trabajo de la máquina estudiada se asumió para tratamientos con haz FFF, y en consecuencia los espesores del búnker obedecen a los requerimientos del haz con filtro aplanador. Cuando se aumenta la proporción del haz sin filtro a un 40%, la ventaja de blindaje también lo hace hasta en un 6%, para las primarias, y a 9%, para las secundarias, logrando que estas distribuciones de carga impacten considerablemente en la

reducción de las paredes. Los resultados y porcentajes de disminución de las paredes del búnker se muestran en la tabla 8.

Como consecuencia de los anteriores resultados, se puede establecer que todo búnker diseñado para *linac* con haces FF es apto para la operación de un *linac* con haces FFF. De otra parte, mediante el factor de uso encontrado en este estudio (que corresponde a unidades de tratamiento de un centro de radioterapia moderno), se observa que la ventaja de blindaje al usar haces sin filtración se conserva para los diferentes escenarios analizados; por ejemplo, para el modo FFF se mantiene en el orden del 9% al 19% frente al FF. Los resultados de los espesores utilizando los diferentes escenarios con los factores de uso (U) encontrado se presentan en la tabla 9.

Al comparar los resultados de la tabla 9, con los espesores encontrados con factor de uso, U, convencional, se observa que el grosor de las barreras primarias se reduce hasta en un 15%, para haz FF, y hasta en 30%, para haces FFF. Esto indica que, a partir de este tipo de análisis del factor de uso, se puede ofrecer una protección adecuada al público y trabajadores, optimizando de manera significativa los costos en la construcción. Cabe mencionar que los factores de uso encontrados para las barreras primarias fueron sobreestimados de manera significativa en los cálculos; por ejemplo, el factor de uso encontrado para un ángulo de 90° fue de

**Tabla 8.** Resultados de requerimientos de blindajes en cm, para haces combinados de 6 MV en proporciones de 80% FF-20% FFF y 60% FF - 40% FFF

Ubicación	Barrera	Espesor (FF)	Espesor (0,8 FF y 0,2 FFF)	Porcentaje de reducción (%)	Espesor (0,6 FF y 0,4 FFF)	Porcentaje de reducción (%)
C	Primaria	151	148	2	144	5
A	Secundaria	79	76	4	72	9
D	Primaria	159	156	2	152	4
B	Secundaria	95	92	3	88	7
G	Primaria	164	161	2	157	4
H	Secundaria	94	91	3	88	6
L	Secundaria	71	69	3	66	7
E	Secundaria	92	89	3	85	8
J	Secundaria	81	78	4	74	9

**Tabla 9.** Resultados de requerimientos de blindajes en cm para haces únicos y combinados utilizando los factores de uso encontrados en este estudio

Ubicación	Barrera	Espesor (FF)	Espesor (FFF)	Espesor (0,8 FF y 0,2 FFF)	Espesor (0,6 FF y 0,4 FFF)
C	Primaria	128	105	125	121
A	Secundaria	79	69	76	72
D	Primaria	136	111	133	128
B	Secundaria	95	85	92	88
G	Primaria	141	115	138	134
H	Secundaria	94	84	91	88
L	Secundaria	71	64	69	66
E	Secundaria	92	82	89	85
J	Secundaria	81	71	78	74

**Tabla 10.** Cantidad de concreto ordinario utilizado para la construcción del búnker tomado como ejemplo

Haz	m <sup>3</sup> (concreto)	Haz	m <sup>3</sup> (concreto)
FF (U convencional)	419	FF (U estudio)	398
FFF (U convencional)	363	FFF (U estudio)	346
0,8 FF y 0,2 FFF (U convencional)	395	0,8 FF y 0,2 FFF (U estudio)	374
0,6 FF y 0,4 FFF (U convencional)	381	0,6 FF y 0,4 FFF (U estudio)	360

0,47 % y se utilizó en el cálculo un 5 %, ofreciendo así, mayor seguridad en caso de que se requiera implementar técnicas que contribuyan a un valor mayor. Otro resultado importante de este estudio es que, cuando se utilizan máquinas con dedicación exclusiva a modo FFF y si al mismo tiempo se trabajan factores de uso más realistas como los encontrados, las paredes del búnker pueden ser menos gruesas hasta en un 30 %, brindando ventajas significativas en costos y espacio en los diseños de instalaciones.

En la tabla 10 se observa el volumen en metros cúbicos de concreto ordinario necesarios para la construcción del búnker en cada uno de los escenarios estudiados. La disminución del material (concreto ordinario), mediante haces FFF puede llegar hasta un 13 %, frente al modo FF (para U convencional), lo cual corresponde a un ahorro en costo de concreto ordinario en el mismo porcentaje. Si se utilizara un factor de uso como el encontrado en este estudio, los ahorros en material de concreto se pueden aumentar hasta un 17 %.

Los resultados de las áreas libres dentro del búnker fueron 107 y 113 m<sup>2</sup> para modos FF y FFF, respectivamente. De lo anterior, para este ejemplo en específico, se puede concluir que el ahorro en espacio es de 6 m<sup>2</sup>. Si se utiliza el factor de uso encontrado en este estudio, el ahorro en espacio se incrementa a 11,8 m<sup>2</sup>. Por consiguiente, la utilización de haces sin filtración brinda ventajas no solo en ahorro en material de construcción, sino también en el área destinada para la construcción de un búnker o amplitud de la sala de tratamiento.

#### 4. Conclusiones

Se realizó un estudio de la aplicación de haces de fotones con filtro y sin filtro aplanador, producidos por aceleradores lineales clínicos, con el objetivo de establecer la influencia del filtro en los parámetros usados para el cálculo de blindajes de los búnkeres en los cuales operan. Se analizó, también, la carga de trabajo y el factor de uso de haz primario en un acelerador dedicado a radioterapia con técnicas IMRT o VMAT,

y otro en el cual se aplican tratamientos tanto en modalidad 3DCRT como IMRT, con el fin de tener un panorama real correspondiente a una práctica de radioterapia moderna y su efecto en el cálculo de blindajes.

Los resultados de este trabajo corroboran la importancia de conocer la tecnología que se va a adquirir o las actualizaciones tecnológicas que se van a implementar en un centro de radioterapia, y la consecuente necesidad de evaluar la infraestructura física existente o de planear la nueva con una visión muy clara de cómo el servicio puede evolucionar. En efecto, la adquisición de un *linac* que usa el mismo haz de electrones para crear haces FF y FFF 6 MV, puede implicar una diferencia de 15 % en la energía media del haz, lo cual puede conllevar una reducción importante de los blindajes requeridos. Igualmente, la disminución de la carga de fuga inherente a los haces FFF reduce el espesor de los blindajes secundarios.

En este trabajo se analizaron diferentes opciones de combinación de modalidades de tratamiento usando haces FFF y las implicaciones importantes en los costos y en las posibilidades de optimizar el espacio disponible para el búnker. Cuando se utilizan modalidades combinadas, aplicando haces con y sin filtro aplanador, las ventajas de los haces FFF en los blindajes requeridos se ven reducidas, y depende de la combinación utilizada. Si un *linac* es operado con haces FF y FFF, la evaluación de blindaje deberá tener en cuenta las cargas de trabajo para los dos haces.

Por otra parte, nuestros resultados corroboran la importancia de los análisis técnicos que deben realizarse antes de la introducción de nuevas tecnologías o actualización de las existentes, y del criterio que los físicos médicos deben tener para el apoyo a las directivas de una instalación en la toma de decisiones sobre el diseño. Si en un búnker existente se progresa de técnicas 3DCRT a IMRT con haces FF y FFF, es necesaria una evaluación de la instalación considerando la normativa nacional vigente o recomendaciones internacionales acordes con las nuevas tecnologías. En particular, por ejemplo, la tendencia a emplear cada vez más los haces

FFF con fracciones de altas dosis, podría afectar significativamente la carga de trabajo clínica anual, especialmente si el acelerador es dedicado a los tratamientos hipofraccionados.

## 5. Agradecimientos

Un agradecimiento muy especial al Grupo de Física Médica del Centro Javeriano de Oncología, en particular al físico médico Alejandro Marín, por su apoyo en la disponibilidad de la información para el análisis de carga de trabajo y factores de uso en la práctica.

## Referencias

- [1] Y. Xiao, S. Kry y R. Popple, "Flattening filter-free accelerators: a report from the AAPM therapy emerging technology assessment work group", *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, vol. 16, n.º 3, pp. 12-29, 2015. <https://doi.org/10.1120/jacmp.v16i3.5219>
- [2] S. Stevens, K. Rosser y J. Bedford, "A 4 MV flattening filter-free beam: commissioning and application to conformal therapy and volumetric modulated arc therapy", *Physics in Medicine and Biology*, vol. 56, n.º 13, pp. 3809-3824, 2011.
- [3] G. Budgell, K. Brown, J. Cashmore *et al.*, "IPEM topical report 1: guidance on implementing flattening filter free (FFF) radiotherapy", *Physics in Medicine & Biology*, vol. 61, n.º 23, pp. 8360-8394, 2016. <https://doi.org/10.1088/0031-9155/61/23/8360>
- [4] M. Lind, *Characteristics of a flattening filter free photon beam-measurements and Monte Carlo simulations*, Tesis de doctorado, Department of Radiation Physics, Lund University, Lund, 2008.
- [5] O. Vassiliev, "Dosimetric properties of photon beams from a flattening filter free clinical accelerator", *Physics in Medicine Biology*, vol. 51, n.º 7, pp. 1907-1917, 2006. <https://doi.org/10.1088/0031-9155/51/7/019>
- [6] O. Vassiliev, "Monte Carlo study of photon fields from a flattening filter-free clinical accelerator", *Medical Physics*, vol. 33, n.º 4, pp. 820-827, 2006. <https://doi.org/10.1118/1.2174720>
- [7] F. Khan, *The Physics of Radiation Therapy*. Wolters-Kluwer, 2014.
- [8] D. Sheikh-Bagheri y D. Rogers, "Monte Carlo calculation of nine megavoltage photon beam spectra using the BEAM code", *Medical Physics*, vol. 29, n.º 3, pp. 391-402, 2002. <https://doi.org/10.1118/1.1445413>
- [9] National Institute of Standards and Technology (NIST), *X-ray mass attenuation coefficients*, Gaithersburg MD, 2019.
- [10] P. LaRiviere y W. Nelson, "Primary and leakage radiation calculations at 6, 10 and 25 MeV", *Medical Physics*, vol. 47, n.º 6, pp. 811-814, 1984. <https://doi.org/10.1097/00004032-198412000-00001>
- [11] D. Trubey, "A survey of empirical functions used to fit gamma-ray buildup factors", Radiation Shielding Information Center, Estados Unidos, ORNL-RSIC-10, feb. 01, 1966.
- [12] J. Rodgers, "Analysis of tenth-value-layers for common shielding materials for a robotically mounted stereotactic radio-surgery machine", *Medical Physics*, vol. 92, n.º 4, pp. 379-386, 2007. <https://doi.org/10.1097/01.HP.0000252258.58618.6a>
- [13] National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), "Structural shielding design and evaluation for megavoltage X- and gamma ray radiotherapy facilities", Bethesda MD. NCRP Report No. 151, 2005.
- [14] S. Kry, R. Mohan, y O. Vassiliev "Treatment vault shielding for a flattening filter-free medical linear accelerator", *Physics in Medicine and Biology*, vol. 54, n.º 5, pp. 1265-1273, 2009. <https://doi.org/10.1088/0031-9155/54/5/011>
- [15] O. Vassiliev, "Treatment planning study of liver cancer treatments with a flattening filter free linear accelerator", *Medical Physics*, vol. 33, n.º 6, pt. 7, pp. 221, 2006. <https://doi.org/10.1118/1.2240996>
- [16] U. Titt, O. Vassiliev y F. Pönisch, "Monte Carlo study of backscatter in a flattening filter free clinical accelerator", *Medical Physics*, vol. 33, n.º 9, pp. 3270-3273, 2006. <https://doi.org/10.1118/1.2229430>
- [17] B. Mishra y T. Palani, "Structural shielding design of a 6 mv flattening filter free linear accelerator: Indian scenario", *Medical Physics*, vol. 42, n.º 1, pp. 18-24, 2017. [https://doi.org/10.4103/jmp.JMP\\_99\\_16](https://doi.org/10.4103/jmp.JMP_99_16)
- [18] M. Garau. Radiobiology of stereotactic body radiation therapy (SBRT)", *Reports of Practical Oncology and Radiotherapy*, vol. 22, n.º 2, pp. 86-95, 2017. 10.1016/j.rpor.2017.02.010
- [19] J. Cashmore, "The characterization of unflattened photon beams from a 6 MV linear accelerator", *Physics in Medicine and Biology*, vol. 53, n.º 7, pp. 1933-1946, 2008. <https://doi.org/10.1088/0031-9155/53/7/009>

# Verificaciones remotas, una alternativa a las inspecciones: estudio de caso en el uso de medidores nucleares en una refinería

*Remote verification as an alternative to inspection:  
A case study on the use of nuclear gauges in a refinery*

Andrea Sánchez Galindo<sup>1</sup>, Yonatan Zuleta Ochoa<sup>1</sup>, Juan Guillermo Ramírez González<sup>1</sup>, Carolina Osorio Castrillón<sup>1</sup>

**Citación:** A. Sánchez Galindo, Y. Zuleta Ochoa, J. G. Ramírez González y C. Osorio Castrillón, “Verificaciones remotas, una alternativa a las inspecciones: estudio de caso en el uso de medidores nucleares en una refinería”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 66-83, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.573>

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 5, 66-83, 2021  
**Recibido:** 29 de marzo de 2021  
**Aceptado:** 24 de junio de 2021  
**Publicado en línea:** 9 de agosto de 2021  
**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.573>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

## Resumen

Las medidas de salud pública adoptadas para mitigar la propagación de la pandemia del covid-19 han incidido en el cumplimiento de las funciones reguladoras del uso de materiales radiactivos, en especial en lo referente a la periodicidad de las inspecciones de las instalaciones y actividades. Teniendo en cuenta que Colombia no ha sido ajena a esta situación, se planteó un estudio de caso para corroborar cuáles de los requisitos reglamentarios y condiciones especificadas en la autorización, que convencionalmente se verifican mediante visitas presenciales, pueden ser verificados de manera remota mediante herramientas tecnológicas; a su vez, para identificar los beneficios de este tipo de verificaciones y las posibles limitaciones. Dado que el uso de medidores nucleares es hoy la práctica más representativa del país con respecto al número de instalaciones en operación, se escogió para este estudio de caso a la Refinería de Cartagena S.A.S., instalación con mayor cantidad de fuentes utilizadas en medidores nucleares. Las verificaciones remotas se limitaron a las disposiciones de protección radiológica, con especial atención en aquellas comprobaciones que no pueden ser suplidas mediante soportes documentales, como la verificación del inventario de fuentes radiactivas, la medición de los niveles de radiación y las entrevistas a los trabajadores ocupacionalmente expuestos. En la etapa de planificación, fue necesario realizar varias mesas de trabajo con la entidad explotadora para delimitar el alcance del estudio, seleccionar las herramientas tecnológicas y de comunicación, y definir los participantes. Durante la etapa de ejecución, se presentaron inconvenientes de conectividad y restricciones de acceso por

<sup>1</sup> Línea de investigación en Seguridad Radiológica del Grupo Asuntos Nucleares, Dirección de Asuntos Nucleares, Servicio Geológico Colombiano, Bogotá, Colombia.  
Autor de correspondencia: Andrea Sánchez, [asanchezg@sgc.gov.co](mailto:asanchezg@sgc.gov.co)

causas externas; sin embargo, fue posible cubrir todos los tipos de verificaciones planteadas –aunque con una menor cobertura o para menor cantidad de fuentes–, y obtener las correspondientes evidencias. Se observó que, garantizando una adecuada planificación y con la disponibilidad de los recursos tecnológicos necesarios, en ambas partes, es posible que las verificaciones remotas se constituyan en una alternativa a las inspecciones reglamentarias ante la situación de pandemia y para condiciones futuras. De este modo, las verificaciones remotas pueden ser un mecanismo adicional para el cumplimiento de las responsabilidades del Órgano Regulador mediante las cuales se genera información útil para la mejora de la inspección, para procesos de entrenamiento y fomento de la cultura de seguridad.

**Palabras clave:** instalación radiactiva, protección radiológica, control regulatorio, medidores nucleares, verificación remota, covid-19.

### **Abstract**

The public health measures adopted to mitigate the spread of the COVID-19 pandemic have had an impact on compliance with regulations on the use of radioactive materials, especially with regard to the periodicity of inspections of facilities and activities. Considering the prevalence of COVID-19 in Colombia, a case study was performed to determine which regulatory requirements and conditions that are conventionally verified through on-site visits can be verified remotely using technological tools, as well as to identify the benefits and potential limitations of remote verification. As the use of nuclear gauges is currently the most representative practice for the number of facilities in operation in Colombia, the case study was performed on the Cartagena Refinery S.A.S., the facility with the largest number of sources used in nuclear gauges. The remote verifications were limited to radiation protection inspections, with particular attention being given to those verifications that cannot be supplied by documentary evidence, such as the verification of the inventory of radioactive sources, measurement of radiation levels and interviews with occupationally exposed workers. During the remote visit planning stage, several working groups in the operating entity were convened to delimit the scope of the study, select technological and communication tools, and identify participants. During the execution stage, connectivity problems and access restrictions were encountered due to external causes; however, it was possible to cover all the types of verifications proposed—albeit with less coverage or fewer sources—and to obtain the corresponding evidence. With proper planning and the availability of the necessary technological resources on both the regulators and participants, remote verifications were found to have the potential to be an alternative to regulatory inspections in the face of the current pandemic scenario and further developments. In this way, remote verifications can be an additional mechanism for the fulfillment of the responsibilities of a regulatory body, generating valuable information for improving inspection and training processes and promoting a culture of safety.

**Keywords:** radioactive facility, radiation protection, regulatory control, nuclear gauges, remote verification, COVID-19.

## 1. Introducción

La rápida propagación del covid-19 exigió a los gobiernos de todo el mundo la implementación de estrictas políticas con el fin de mitigar la tasa de infección del virus, recurriendo a mecanismos como el distanciamiento social, restricciones de movilidad y el cierre de fronteras [1], [2]. Este tipo de decisiones gubernamentales tienen un profundo impacto en el desarrollo socioeconómico de los países [3]. En el caso de América Latina y el Caribe, se espera que los efectos sean aún más profundos debido a economías frágiles y desigualdades sociales respecto a los países desarrollados [4].

En particular, la pandemia de covid-19 compromete el uso de fuentes de radiación y la regulación asociada, lo que impacta en aspectos financieros, humanos, logísticos y demás elementos de la infraestructura de la seguridad radiológica. En este sentido, las medidas adoptadas por los gobiernos afectan directa o indirectamente las funciones regulatorias de los órganos de control de material radiactivo, en especial las relativas a las inspecciones y disposiciones coercitivas, en donde, por ejemplo, se ha reportado que los inspectores y personal de las instalaciones no han tenido acceso a las entidades debido al distanciamiento social, restricciones de los viajes de servicio, limitación en el transporte, porque se restringe la entrada a las instalaciones o por el cese temporal de estas [5], [6].

Si bien el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y los órganos reguladores de material nuclear y radiactivo han reportado la ejecución de las actividades de control, al aplicar un enfoque graduado y adaptando su programa de inspecciones para responder a las dificultades que plantea la pandemia [7], [8], a la fecha no existen guías que permitan identificar los recursos y metodologías necesarias aplicables a las diferentes prácticas radiactivas y condiciones particulares de cada país. De todas maneras, la imposición reglamentaria del aislamiento social ha abierto la discusión de la factibilidad de la realización de inspecciones remotas [9]-[11] y ha motivado a que algunos Estados miembros implementen este tipo de verificaciones en instalaciones prioritarias [12].

En Colombia, las medidas para la atención de la emergencia sanitaria y el mantenimiento del orden público en el marco de la pandemia por covid-19 incluyeron restricciones

a la movilidad, las cuales se implementaron inicialmente a través del Decreto 457 de 2020<sup>1</sup> [13] y se instó a que los organismos y entidades del sector público priorizaran el trabajo en casa para los servidores públicos [14]. Tal como ocurrió en el escenario global, el número de inspecciones a instalaciones radiactivas disminuyó de manera significativa. Únicamente se han hecho inspecciones por solicitudes de autorización que implican el inicio de operación de una instalación, y cuyo retraso podría generar afectaciones económicas a los usuarios, o en algunas situaciones relacionadas con la ocurrencia de incidentes radiológicos. El Servicio Geológico Colombiano, en ejercicio de las funciones delegadas por el Ministerio de Minas y Energía como Autoridad Reguladora Nuclear [15], adelantó 21 inspecciones en el transcurso de 2020 en contraste con la media de inspecciones en años anteriores<sup>2</sup> [16]. No obstante, se ha mantenido el control regulatorio mediante los trámites de autorización que implican verificaciones documentales y reuniones por teleconferencia.

Ante la situación actual de pandemia, que ha dificultado efectuar las inspecciones de control regulatorio con la periodicidad prevista en la normativa [17], se contempló iniciar un estudio de caso que permitiera identificar cuáles aspectos relacionados con el programa de protección radiológica pueden ser verificados mediante visita remota a las instalaciones radiactivas. Para esto, se optó por una instalación en la cual se utilizaran medidores nucleares, por ser esta práctica la más representativa en el país ( $n = 178$ ; 36,7 %) en cuanto al número de instalaciones en operación [6]. La Refinería de Cartagena S. A. S. sirvió como piloto para este estudio de caso, ya que es en Colombia la instalación radiactiva que utiliza mayor cantidad de medidores nucleares. El alcance de las verificaciones se delimitó a los aspectos del programa de protección radiológica regularmente verificados mediante inspecciones, para los cuales, hasta ahora se ha considerado indispensable proceder con observaciones *in situ*. En este sentido, se pretende corroborar si las verificaciones remotas en las instalaciones radiactivas pueden ser una alternativa a las inspecciones de control regulatorio, identificar las ventajas y limitaciones de su realización.

<sup>1</sup> Decreto 457 de 2020, documento derogado el 13 de abril de 2020. En el marco de la emergencia sanitaria se han expedido los Decretos 531, 593, 636, 749, 990, 1076, 1168 de 2020 (todos derogados actualmente) y el Decreto 39 de 2021 (vigente).

<sup>2</sup> El Servicio Geológico Colombiano, a través del Grupo de Licenciamiento y Control, adelantó 87 y 64 inspecciones en 2018 y 2019, respectivamente.

## 2. Metodología

### 2.1. Contexto normativo y alcance del estudio

En la reglamentación colombiana, las inspecciones se definen como el “examen, observación, medición o prueba que se realiza para evaluar estructuras, sistemas y componentes y materiales, así como actividades operacionales, procesos técnicos, procesos de organización, procedimientos y la competencia del personal” [17]. Según el OIEA, las inspecciones a las instalaciones y actividades deben ser ejecutadas por el Órgano Regulador para verificar que la parte autorizada, o explotador, cumpla la reglamentación y las condiciones establecidas en la autorización; pueden ser anunciadas o no, deben ser proporcionadas a los riesgos radiológicos, es decir con aplicación del enfoque graduado, y no suplen ni disminuyen la responsabilidad primordial de la parte autorizada con respecto a la seguridad [18]. Además, su finalidad es constituirse como una comprobación independiente para verificar que la entidad explotadora cumple con los objetivos de seguridad prescritos o aprobados por el Órgano Regulador [19], [20]. La finalidad de las inspecciones reglamentarias se logra confirmando que:

- » Se cumple con las leyes, reglamentos y condiciones de autorización aplicables y todos los códigos, guías, especificaciones y prácticas pertinentes.
- » Se cuenta con un sistema de gestión eficaz, una sólida cultura de seguridad y sistemas de autoevaluación para garantizar la seguridad de la instalación o práctica y la protección de las personas y el medio ambiente.
- » La calidad y el comportamiento requeridos se consiguen y se mantienen en los elementos y actividades importantes para garantizar la seguridad durante toda la vida útil de la instalación o actividad.
- » Las personas empleadas por el explotador (incluidos los contratistas) poseen la competencia necesaria para desempeñar eficazmente sus funciones.
- » Las deficiencias y desviaciones son identificadas y se corrigen o justifican sin demoras indebidas.
- » Se toma nota de las enseñanzas deducidas y estas se comunican a otros explotadores y suministradores, así como al Órgano Regulador, según corresponda.
- » Cualquier otra cuestión de seguridad que no esté especificada en la autorización ni se aborde en los reglamentos se identifica y se trata adecuadamente.

Para el caso de inspecciones a instalaciones que utilicen medidores nucleares, la revisión o verificación de los aspectos anteriores se puede hacer de manera modular, agrupándose en los 16 apartados mostrados en la tabla 1 [19], [20]. Adicionalmente, en la tabla se presenta la comparación entre lo recomendado por el OIEA a verificar en una inspección reglamentaria con respecto al alcance de las verificaciones remotas realizadas en este estudio.

Tabla 1. Aspectos por verificar en inspecciones reglamentarias

Aspectos por verificar	Estudio de caso
Modificaciones y cambios del programa	×
Historial de inspecciones y aplicaciones coercitiva	×
Historial de incidentes/sucesos	×
Organización y ámbito de aplicación del programa	✓
Auditorías y exámenes internos	×
Recepción y transferencia de fuentes de radiación	×
Transporte de las fuentes radiactivas	×
Señales de advertencia y etiquetado	✓
Notificaciones e informes	×
Casos de incumplimiento y otras cuestiones de seguridad	×
Personal contactado	✓
Formación e instrucción de los trabajadores	×
Instalaciones y equipos	✓
Fuentes de radiación	✓
Vigilancia radiológica individual de los trabajadores	✓
Mediciones independientes y de confirmación	×

Nota: la agrupación de los aspectos por verificar se propone con base en las recomendaciones del OIEA establecidas en los documentos GSG-13 y IAEA-TECDOC-1526.

Así, el alcance del estudio de caso se limitó a las verificaciones que requieren observación *in situ*. Es decir, se omitieron aquellas en las que se pudiera constatar el cumplimiento de los requisitos de seguridad mediante comprobaciones documentales previas o trámites no presenciales entre la entidad explotadora y el Órgano Regulador, como notificaciones e informes anuales sobre las condiciones de protección radiológica y seguridad física de la instalación [17], [18], [21]. Además, en las verificaciones se contemplaron los siguientes aspectos específicos para la práctica [22]:

- » Comprobación de que el inventario de material radiactivo correspondiera con el autorizado. Observación y toma de evidencia de la plaqueta de los medidores nucleares, en la cual se pudiera apreciar el fabricante, modelo y serie de la fuente.

- » Mediciones de los niveles de radiación alrededor de los medidores nucleares y confirmación del cumplimiento de los niveles autorizados. Se planteó el monitoreo en los puntos establecidos en el Manual de Protección Radiológica de la instalación.
- » Observación del uso de los medidores nucleares y entrevistas asociadas a los procedimientos de uso seguro.
- » Comprobación de las disposiciones de protección y seguridad de las fuentes de radiación en uso, como señalización y controles de acceso en zonas clasificadas, disposición de barreras físicas que impidan la exposición inadvertida al haz de radiación y disposición de blindajes adicionales.
- » Disponibilidad y funcionamiento de los equipos de protección radiológica: intensímetros y dosímetros de lectura directa.
- » Entrevistas y observaciones durante el recorrido para corroborar el cumplimiento de los procedimientos del uso de los medidores nucleares, verificaciones de inventario, mantenimientos periódicos e idoneidad del perso-

nal respecto al uso de los equipos de protección radiológica y diligenciamiento de registros.

## 2.2. Etapas

En la figura 1 se muestra la metodología planteada para el estudio de caso. Al menos tres etapas secuenciales son necesarias para la ejecución de la visita remota de verificación: preparación, ejecución e informes posteriores.

En la etapa de *planificación*, después de concertar con la entidad explotadora la realización del estudio, se recolecta la información previa necesaria, referente a la autorización, manuales y algunos registros. Esta constituye el insumo primordial para definir el alcance de la visita, además, porque es más conveniente verificar con anterioridad estos documentos o con posterioridad a la ejecución de las verificaciones remotas (en la etapa de informes posteriores) y no durante su realización. En las reuniones preliminares se concreta el alcance de las verificaciones remotas y el recorrido a seguir en la instalación, se definen los recursos necesarios y los participantes de ambas partes, especificando su rol durante las

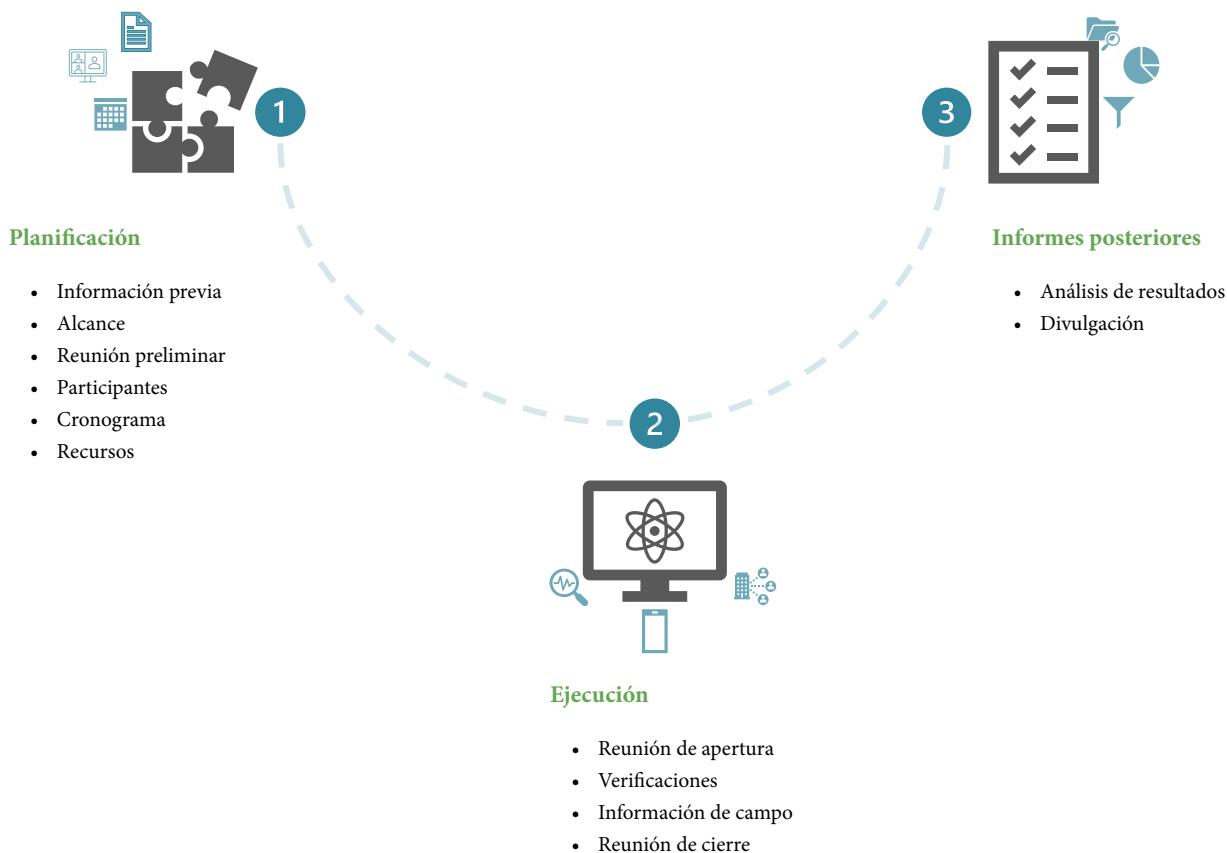


Figura 1. Metodología para el estudio de caso



verificaciones. Además, se definen las herramientas tecnológicas de la información y comunicación a utilizar, asimismo, se establece un protocolo para garantizar la comunicación entre las partes y para el almacenamiento de la evidencia (fílmica y fotográfica) que soporta las verificaciones adelantadas. De otra parte, teniendo en cuenta las políticas de confidencialidad y los protocolos de seguridad de la entidad explotadora, se tramitan, de ser necesario, las autorizaciones previas para el uso de dispositivos digitales y transmisión de imágenes. A su vez, se hacen pruebas de conectividad, lo cual es fundamental para verificar que en las diferentes zonas de la instalación se dispone de conexión estable y que la intercomunicación entre las partes es fluida y se presta para que el operador atienda instrucciones. Resultado de las reuniones preliminares y de las pruebas de conectividad se concreta el plan de verificaciones remotas, el cual contempla los objetivos, el alcance e instrucciones de la visita al explotador.

La etapa de *ejecución* consta de una reunión de apertura, reconocimiento del sitio, verificaciones, entrevistas remotas y reunión de cierre. En general, esta fase se ciñe al plan de visita diseñado en la etapa anterior; sin embargo, se tiene previsto que puedan presentarse fallas en la comunicación y transmisión de información o situaciones externas (asociadas a la operación de la planta, factores climáticos, etc.) que afecten el cronograma. Por medio de las herramientas tecnológicas escogidas se efectúan las observaciones, verificaciones o entrevistas planteadas. Según lo acordado en la planificación, se debe registrar la evidencia visual mediante grabación de la visita, capturas de pantalla o toma de fotografías o videos *in situ* por el personal de la instalación. Esto último es una alternativa, si se cuenta con baja resolución de la información transmitida durante la visita remota por problemas de conectividad o de la plataforma escogida. No se tiene previsto examinar registros adicionales durante las verificaciones remotas; no obstante, los registros diligenciados en estas, por parte del personal en campo, deben ser suministrados al equipo verificador al finalizar la actividad.

Finalmente, en la etapa de *informes posteriores*, considerando que este estudio de caso está por fuera del marco de las funciones regulatorias, desde la etapa de planificación se contempló que los resultados de la visita serían socializados en una reunión entre las partes. Así, no se proyecta informe de la visita al explotador ni se emprende acción de seguimiento de los posibles incumplimientos u oportunidades de mejora

que pudieran ser evidenciados. En contraste, en el marco de una verificación remota por parte del Órgano Regulador, sí reviste importancia generar un informe incluyendo las conclusiones y los requerimientos derivados de la visita.

### **2.3. Propuesta para verificaciones remotas de índole regulatorio**

Considerando las etapas propuestas para el estudio de caso, se hizo una adaptación al flujo del proceso de las inspecciones regulatorias, en el cual se incorporen las verificaciones remotas, como las reuniones previas para delimitar el alcance en conjunto con la entidad. En la figura 2 se sugiere el procedimiento a seguir ante el escenario hipotético de una inspección regulatoria que contemple verificaciones remotas. Los cuadros resaltados en rojo señalan los pasos que por su naturaleza no se pueden ejecutar remotamente y que tuvieron que ser adaptados, lo cual se indica con las líneas discontinuas entre los recuadros.

### **2.4. Instalación piloto**

Como instalación piloto para el estudio participó la Refinería de Cartagena S. A. S., junto con su operador y la empresa contratista para los servicios relacionados con el monitoreo y mantenimiento de los medidores nucleares. La Refinería de Cartagena es un complejo industrial y de refinación compuesto por 34 unidades distribuidas en un área de 140 hectáreas, cuyo operador es Ecopetrol S. A. Se encuentra autorizada, bajo la modalidad de Licencia de Operación n.º LO-0001 [17], para el uso de medidores nucleares en el territorio colombiano, y es hoy la instalación radiactiva con mayor cantidad de fuentes en esta práctica. Los medidores nucleares son indispensables para el control de procesos en las refinerías, en la instalación piloto se utilizan como interruptores de nivel, medición continua de nivel o densidad, y medición continua de nivel e interfase; para lo cual dentro de su inventario tiene una fuente sellada de  $^{60}\text{Co}$  con una actividad inicial de 7.40 GBq y 62 fuentes de  $^{137}\text{Cs}$  con actividades iniciales distribuidas en el rango 111 MBq a 185 GBq. Las fuentes radiactivas se ubican en cuatro unidades de proceso denominadas por la entidad como 002, 044, 100 y 111. En la figura 3 se observa el equipo D-16 de la unidad 044, en el cual se encuentran instalados tres medidores nucleares de tipo interruptor de nivel, junto con los puntos de monitoreo establecidos en el programa de protección radiológica.

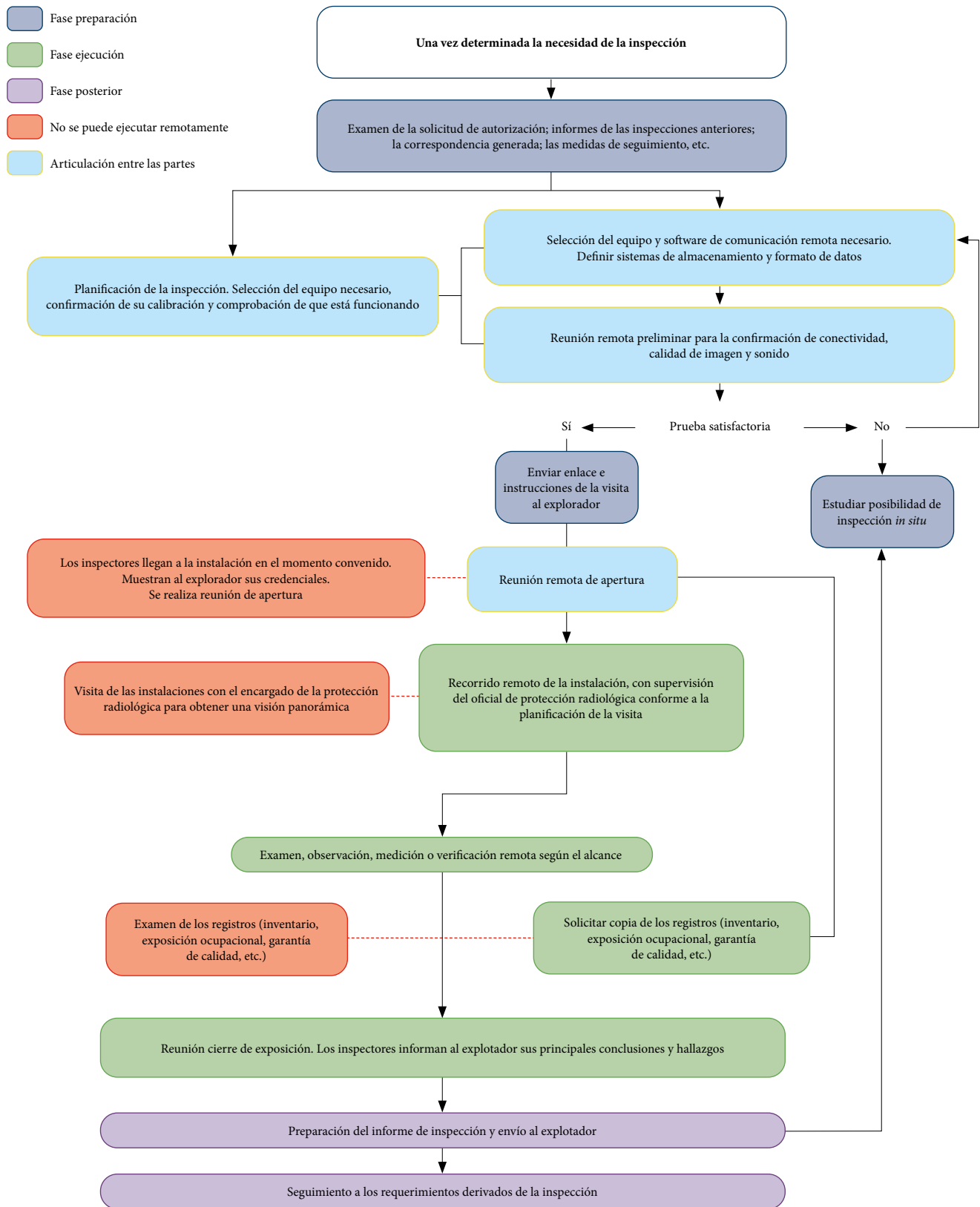


Figura 2. Propuesta de flujo de inspecciones regulatorias contemplando verificaciones remotas [18]

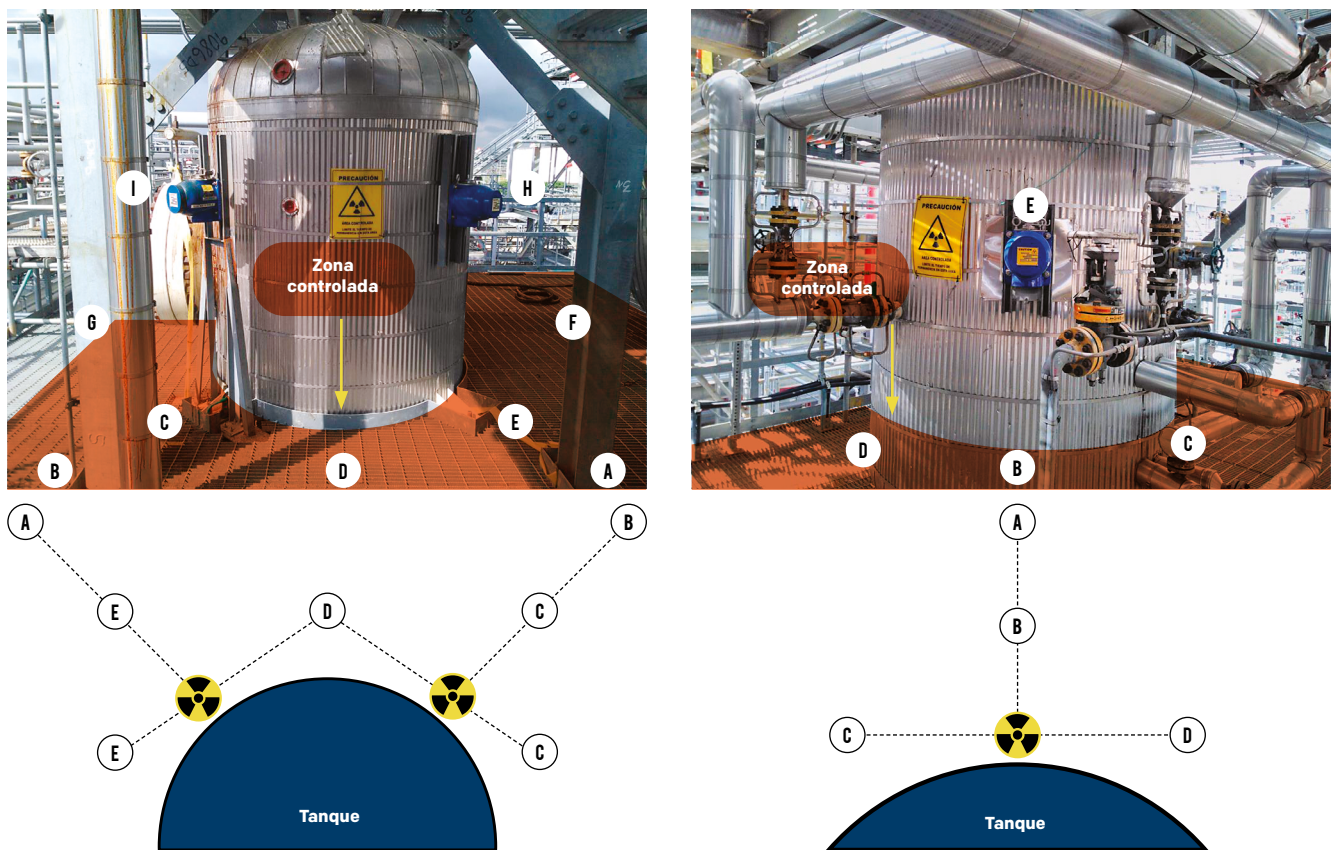


Figura 3. Medidores nucleares en el equipo D-16 de la unidad 044 incluyendo puntos de monitoreo radiológico

El organigrama de la instalación se corresponde con el representante legal como máximo responsable del manejo de las fuentes y titular de la autorización; responsable u oficial de protección radiológica, tanto por la refinería como por el operador; un líder de protección radiológica, y varios auxiliares. Cabe mencionar que las actividades rutinarias de mantenimiento y vigilancia radiológica de las zonas son suplidas por el contratista Continental Process Instruments S. A. S., quien cuenta con autorización para tal fin.

### 3. Resultados y discusión

#### 3.1. Plan de visita

La planificación de la visita remota, conforme a la metodología propuesta, contempló la consolidación de mesas de trabajo en las cuales se expuso el objetivo del estudio, se delimitó el alcance de las verificaciones a realizar y se expusieron las consideraciones de seguridad y de operación de la entidad que podrían llegar a comprometer la realización de

la visita. Algunos de los aspectos previstos en la planificación de la visita se muestran en la tabla 2.

Además, en la tabla 3 se detalla el cronograma previsto para el recorrido, en el cual se tienen en cuenta las características de los medidores, los tiempos de permanencia según las restricciones en las unidades de proceso, los tiempos de movilización entre unidades, entre otros aspectos.

#### 3.2. Cumplimiento del cronograma

El 13 de noviembre de 2020 se realizó reunión preparatoria en la cual se discutió la planificación de la visita y se verificó la conectividad a través de la herramienta escogida. La visita remota se programó inicialmente para el 19 de noviembre de 2020. El 18 del mismo mes la entidad explotadora reportó la suspensión operativa de manera preventiva de algunas unidades de producción. Debido a que el 19 de noviembre de 2020 estas unidades de proceso se encontraban en condición de arranque, situación crítica de proceso, no se autorizaron actividades no esenciales y por tanto se suspendió temporalmente

**Tabla 2.** Plan de visita

Aspecto previsto	Detalle
Suministro de información previa por parte de la instalación piloto.	<ol style="list-style-type: none"> <li>Copia de las autorizaciones para empleo de material radiactivo:                             <ul style="list-style-type: none"> <li>LO-001 a nombre de Refinería de Cartagena S. A. S.</li> <li>LO-002 a nombre de Continental Process Instruments S. A. S.</li> </ul> </li> <li>Copia de la documentación asociada a la autorización:                             <ul style="list-style-type: none"> <li>Memoria descriptiva de la instalación.</li> <li>Manual de protección radiológica.</li> <li>Manual de procedimientos.</li> </ul>                             Nota: se incluyeron los formatos asociados.                         </li> <li>Copia de registros de vigilancia radiológica de las zonas (desde 2018 hasta la fecha del estudio).</li> <li>Certificados de calibración de dosímetros e intensímetros.</li> <li>Soportes de inscripción al servicio de dosimetría personal.</li> </ol>
Participantes de la instalación piloto	<p><i>En campo:</i> dos (2) trabajadores ocupacionalmente expuestos de la empresa contratista. Con antelación a la actividad, se corroboró que los participantes en campo estuviesen vinculados a las autorizaciones correspondientes e inscritos al servicio de dosimetría personal de lectura diferida. Los registros realizados por los trabajadores en campo serán en los formatos autorizados dentro del programa de protección radiológica.</p> <p><i>En conexión remota:</i> oficiales de protección radiológica de la Refinería y del operador. Su participación estuvo restringida a esta modalidad, teniendo en cuenta que las medidas adoptadas en la entidad para la prevención y contingencia del covid-19. Además, se definió dentro del personal administrativo el rol de moderador.</p>
Participantes del grupo verificador	<p><i>En conexión remota:</i> cuatro (4) profesionales de la línea de investigación de Seguridad Radiológica del Grupo Asuntos Nucleares, quienes cuentan con experiencia en auditorías e inspecciones a instalaciones radiactivas. Se definió el líder de la visita, quien además asumió el rol de moderador de parte del grupo verificador.</p>
Herramienta para la transmisión de información	<p>Las reuniones fueron convocadas a través de la herramienta Microsoft Teams™. Se contempló la grabación de la sesión y la captura de imágenes a disposición de ambas partes. Como medio alternativo de comunicación, se acordó contacto telefónico entre los operadores en campo y el moderador de la instalación, así como entre el moderador de la instalación y el moderador del grupo a cargo de las verificaciones. Las imágenes transmitidas están limitadas a las áreas de interés relacionadas con las fuentes radiactivas, no se permitieron tomas abiertas o panorámicas de las unidades por consideraciones de seguridad física.</p>
Equipos de protección radiológica	<ul style="list-style-type: none"> <li>Intensímetro, marca MIRION TECHNOLOGIES (RADOS)™, modelo RDS-30, serial 340365, última calibración 7-ago-2020.</li> <li>Intensímetro, marca MIRION TECHNOLOGIES (RADOS)™, modelo RDS-30, serial 300170, última calibración 7-ago-2020.</li> <li>Dosímetro de lectura directa, marca TRACERCO™, modelo T404-A-2, serial 1840449, última calibración 18-mar-2020.</li> <li>Dosímetro de lectura directa, marca TRACERCO™, modelo T404-A-2, serial 1444609, última calibración 18-mar-2020.</li> </ul>
Otros equipos	<p>Se garantizó un teléfono móvil intrínsecamente seguro a través del cual el personal en campo se conectó a la reunión y transmitió la información en vivo. Además, se contempló la disponibilidad de una cámara adicional para, de ser necesario, captar información por otro medio debido a fallas en la conectividad.</p>
Fuentes radiactivas	<p>La programación contempló un recorrido por tres de las cuatro unidades de proceso. Se abarcó la verificación del 85,7% del inventario total de fuentes; sin embargo, solo es posible corroborar el serial del 44% de estas, teniendo en cuenta que varias de las fuentes son de inserción.</p>

**Tabla 3.** Cronograma previsto para el recorrido

Hora de ingreso	Unidad	Equipos	Cantidad de fuentes	Actividad total (GBq)	Consideraciones especiales
8:30	044	D-12 D-13 D-16 D-18	6, <sup>137</sup> Cs	38,05 (≈2014)	Permanencia restringida en la unidad, superados los 35 minutos se debe suspender la actividad. El ingreso toma 30 minutos aproximadamente. Una vez se finalice la actividad, se requiere un tiempo para la neutralización del traje de protección, el acondicionamiento e hidratación del personal.
10:00	111	D-201A D-201B D-201C D-201D	12, <sup>137</sup> Cs	2220 (≈2014)	Cada uno de los equipos tiene tres medidores instalados en distintos niveles, por lo cual se hará la verificación por cada nivel. Inspeccionar cada fuente requiere movilizar una escalera para poder acceder a la placa de la fuente. La actividad se realizará máximo hasta las 11:45 a. m., debido a las disposiciones internas de jornada laboral.
1:15	002	D-2550 D-2552 D-2553	8, <sup>137</sup> Cs	172,05 (≈2015)	Una de las fuentes es inaccesible.
3:30	100	T-006	2, <sup>137</sup> Cs	172,05 (≈2014)	Esta unidad solamente tiene dos fuentes de fácil acceso.
4:30	044	D-04 D-30 D-23 D-101	28, <sup>137</sup> Cs  1, <sup>60</sup> Co	350,62 (≈2014) 7,4 (≈2014)	<p>En la unidad D-04 se encuentra un arreglo de fuentes y detectores de inserción; por tanto, solo se podrá apreciar el obturador del sistema.</p> <p>En la unidad D-30 se tiene un arreglo de fuentes de inserción y detectores externos; así, podrá verificar solo el obturador del sistema y los detectores ubicados a lo largo del tanque. Además, tiene una fuente asociada a un interruptor de nivel que es accesible y verificable.</p> <p>En el equipo D-101 se tienen instalados dos medidores nucleares que son accesibles; sin embargo, cuentan con un blindaje adicional con mantas de plomo que no podrá ser desmontado durante la verificación. En consecuencia, no se podrá acceder a su placa.</p>

la visita remota. Después se reprogramó la visita para el 30 de noviembre de 2020.

El 27 de noviembre de 2020 se hizo otra prueba piloto para verificar la conectividad en la unidad 111. Se examinó la señalización de zonas, plaquetas de identificación de las fuentes radiactivas, funcionalidad de los equipos de protección radiológica y medidas asociadas. Si bien, se encontraron algunas intermitencias en la comunicación, se consideró que la transmisión fue aceptable para llevar a cabo la visita. También se identificaron zonas en las que la intensidad del ruido podría presentar problemas en la comunicación, ante

lo cual se acordó utilizar el chat de la plataforma. Por el nivel de polución, debido a la cercanía a la planta coque, la información contenida en algunas plaquetas no pudo ser corroborada a través del video; en consecuencia, es prerequisite realizar mantenimiento preventivo y limpieza de las plaquetas previamente a este tipo de verificaciones.

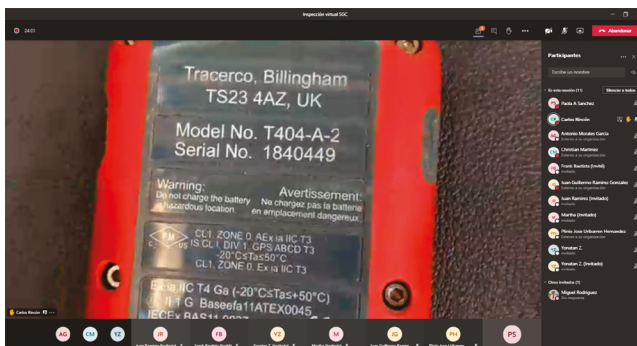
La visita remota se efectuó el 30 de noviembre de 2020, de acuerdo con la reprogramación por los motivos antes expuestos. Inició con la reunión de apertura, se presentaron los asistentes de ambas partes, se constató que estuviera presente el personal mínimo necesario y se ratificó el plan de visita. La



(a) Verificación alarma dosímetro de lectura directa



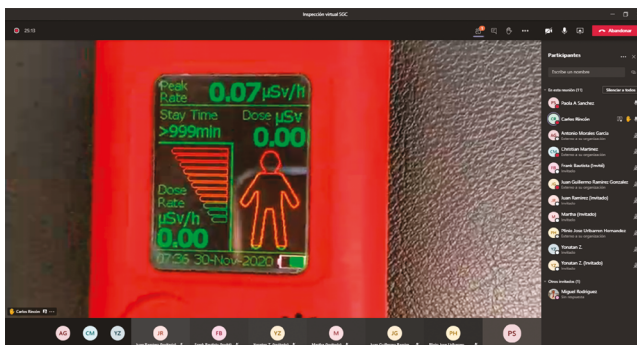
(d) Verificación dosímetro de lectura diferida



(b) Identificación del dosímetro de lectura directa



(e) Identificación del intensímetro



(c) Verificación funcional dosímetro de lectura directa



(f) Medición de nivel de referencia de la radiación de fondo natural

Figura 4. Verificación de los equipos detectores de radiación y dosímetros

primera verificación, previa a la movilización del personal a las unidades de proceso, fue a los equipos necesarios para el monitoreo radiológico de las zonas y para la vigilancia radiológica individual del personal encargado de las mediciones. En la figura 4 se muestran algunas capturas de pantalla en las cuales se puede apreciar la identificación de los equipos (marca, modelo, serie), la configuración de alarmas, la dosis reportada al inicio de lectura –en el caso de los dosímetros de lectura directa– y el nivel de radiación de fondo medido.

Luego, se procedió con el recorrido de la instalación según el cronograma propuesto. En la figura 5 se ilustra la duración real de la visita remota en comparación con la programada, la cual se vio afectada por varias situaciones.

Se señala que la ejecución se desvió del cronograma, debido en particular a las siguientes situaciones: retraso en el inicio de las verificaciones, duración menor a la prevista inicialmente y unidades no verificadas. Estas se presentaron debido a:

- » Justo antes de ingresar a las unidades se debe tramitar el permiso de acceso. Durante la visita se suspendió la operación de algunas unidades de proceso y en consecuencia se retrasó o negó el permiso para que pudiera acceder el personal encargado de las verificaciones en campo. Cabe mencionar que la condición de arranque, para retomar la operación de una unidad de proceso, está catalogada en la entidad como una condición crítica; por tal razón, los responsables de las unidades de proceso pueden suspender otras actividades que no se consideran esenciales en dicho momento.

- » Debido a los retrasos, y considerando que se deben cumplir algunos tiempos relacionados con políticas internas y el protocolo de bioseguridad de la entidad explotadora, como lo es receso de almuerzo y el tiempo de permanencia en la unidad 044, fue necesario acortar el tiempo de las verificaciones y se optó por revisar aleatoriamente algunas fuentes.
- » En horas de la tarde se suspendieron las actividades en campo en la Refinería de Cartagena S. A. S., debido a precipitaciones. Por tal razón, cerca de las 15:00 horas se decidió finalizar el recorrido por las unidades y se realizó la reunión de cierre. En consecuencia, no fue posible verificar las fuentes de la unidad 100 ni las fuentes de la unidad 044 (D-04, D-30, D-23 y D-101) contempladas para la jornada de la tarde.

**3.3. Comprobación del inventario de material radiactivo**

El plan de visita contempló verificaciones en varias unidades de proceso donde se aloja el 85,7 % del inventario de fuentes radiactivas de la entidad explotadora; sin embargo, se omitieron las fuentes de inserción en las cuales no es posible la verificación de la plaqueta e identificación, abarcando el 44,4 % de las fuentes. Dadas las situaciones externas que afectaron el cumplimiento del cronograma previsto, fue posible verificar los datos de identificación del 17,5 % de las fuentes. En la figura 6 quedó registrada la dificultad para apreciar el serial por fallas en la conectividad, situación que se presentó para la fuente con serial 2641CP.

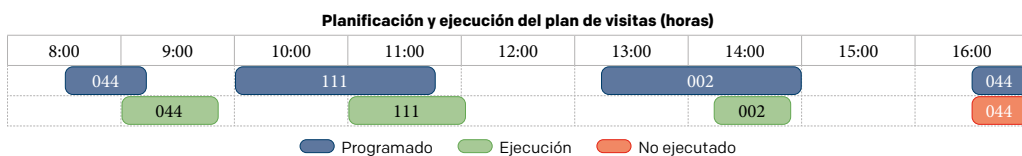


Figura 5. Seguimiento al cronograma

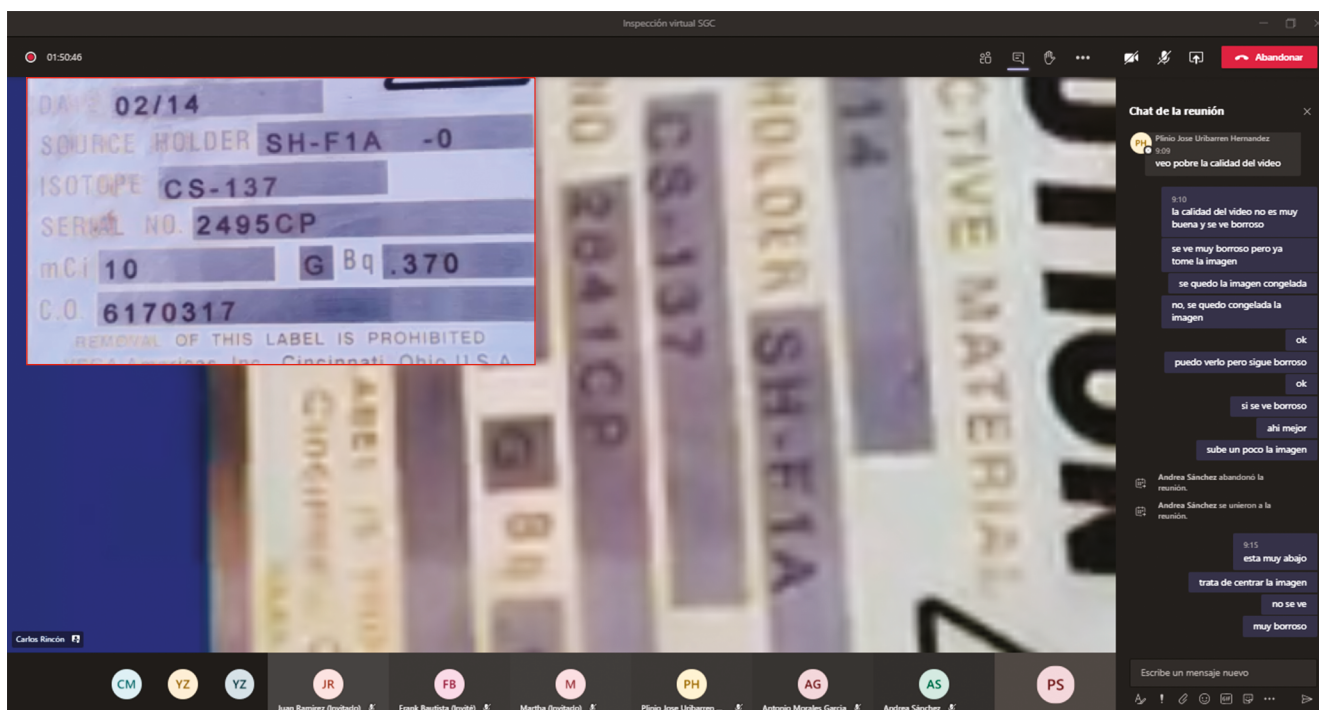


Figura 6. Verificación de la plaqueta en equipo D13

Nota: en los mensajes del chat quedó el registro de las dificultades para captar el serial de la fuente por fallas en la conexión; sin embargo, se logró tomar una imagen de buena calidad.

### 3.4. Mediciones de los niveles de radiación

Se realizó la medición de los niveles de radiación en los puntos establecidos en el Manual de Protección Radiológica de la entidad, lo anterior se puede observar en las figuras 7 y 8. Se pudo evidenciar que los valores obtenidos se encuentran dentro de los rangos de mediciones anteriores y por debajo de los niveles de investigación. Se verificó que los trabajadores realizaron adecuadamente el registro de las medidas en los formatos establecidos por la entidad.

En la figura 9 se ilustran las mediciones realizadas por la entidad en el transcurso de 2020, junto con la medición realizada en la visita remota (último punto de la gráfica), para el primer nivel de la planta de coque.

### 3.5. Observación del uso de los medidores y entrevistas asociadas

Durante el recorrido se apreció que los medidores nucleares se encuentran en funcionamiento y en la ubicación de acuerdo con lo previsto en la Memoria Descriptiva de la instalación y según lo indicado por el operador. No hubo disponibilidad de herramientas tecnológicas para la georreferenciación. Por otra parte, el personal respondió acertadamente

a las preguntas planteadas durante el recorrido y denotó conocimiento del funcionamiento de los medidores nucleares.

### 3.6. Comprobación de las disposiciones de protección radiológica

Se evidenció que los medidores se encontraban anclados y direccionados de forma adecuada. Los medidores nucleares funcionan de manera continua, por ser utilizados para el control de procesos en la Refinería, y el mantenimiento de los obturadores coincide con las paradas de planta programadas. No se tiene instalados dispositivos o barreras adicionales a las previstas en el diseño de los medidores para impedir la exposición inadvertida al haz directo de la fuente por una acción indebida de algún trabajador; frente a esta situación de exposición potencial se argumenta que es controlada por las mismas especificaciones de diseño y de instalación fija de los medidores sobre los tanques de proceso, además mediante los procedimientos de control de acceso, supervisión permanente de los trabajadores miembros del público que acceden a la zona controlada para realizar intervenciones en otros equipos y capacitaciones dirigidas a todo el personal operativo en la entidad. Se pudo apreciar que los

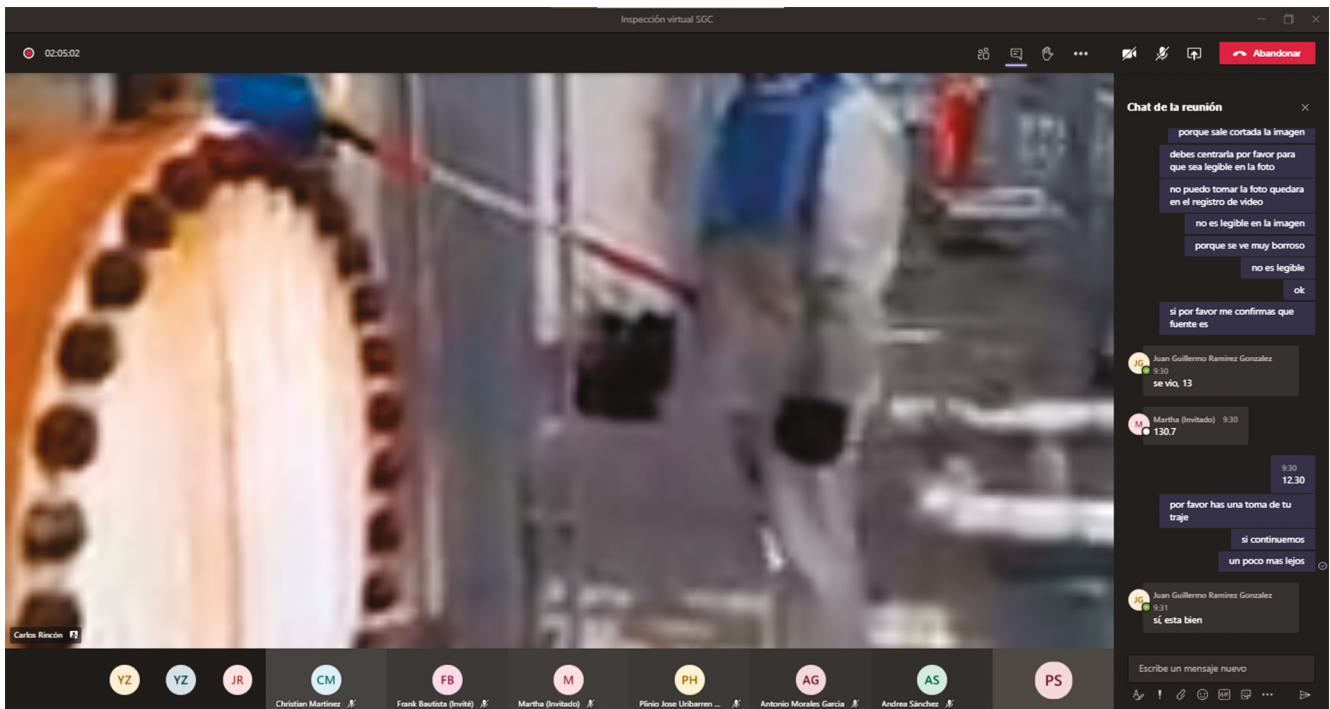


Figura 7. Monitoreo radiológico en unidad 044

Nota: medición de niveles de radiación en contacto con el medidor nuclear. Por las condiciones ambientales asociadas a riesgos no radiológicos, en la unidad se requiere uso de traje de protección y se tiene tiempo de permanencia restringido.

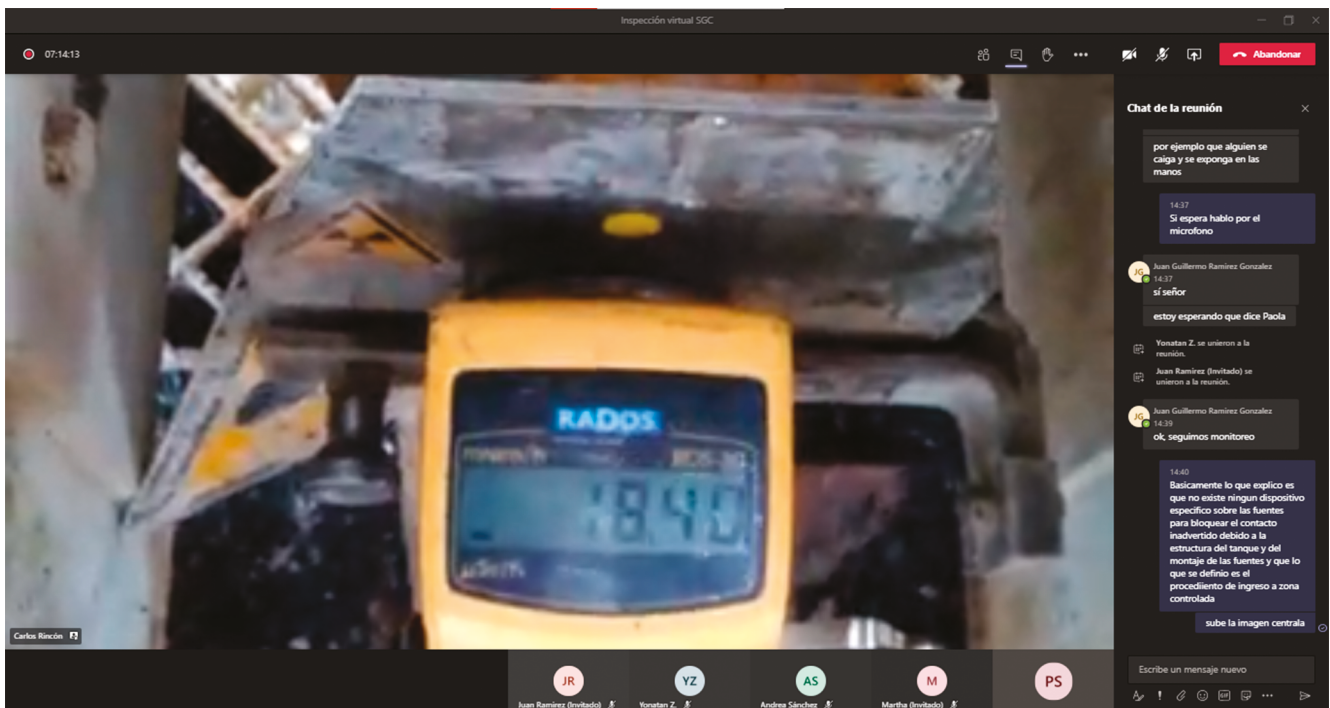
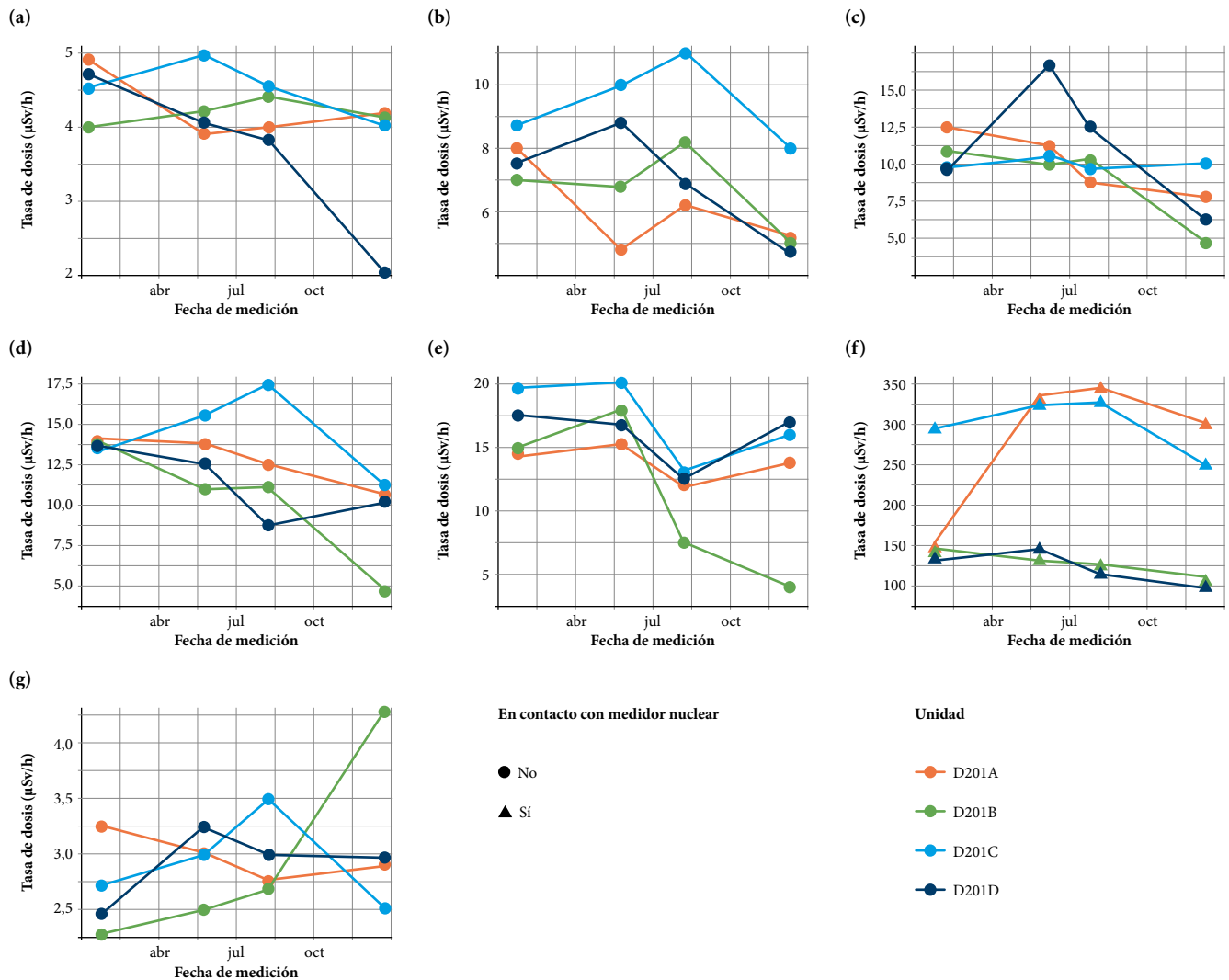


Figura 8. Monitoreo radiológico sobre la superficie del medidor

Nota: medición en contacto con el medidor nuclear. En el chat se alcanza a leer una de las respuestas dadas por el operador en campo según la entrevista planteada por el equipo verificador.





**Figura 9.** Monitoreo radiológico en el primer nivel de la planta de coque

Nota: reporte de las mediciones de 2020 adelantadas por la entidad en el primer nivel de la planta de coque. El último punto de cada serie de tiempo corresponde al valor medido durante las verificaciones remotas.

controles de acceso, la demarcación y señalización de zonas clasificadas están conforme a lo indicado en los documentos que soportan la autorización (figuras 10 y 11). Además, en la unidad 044 D12, se verificó la disponibilidad y eficacia de blindajes adicionales o cortinas de plomo, los cuales, según la medición, representan una reducción de la tasa de dosis en contacto del 93 %.

### 3.7. Disponibilidad y funcionamiento de los equipos de protección radiológica

Se evidenció la disponibilidad y funcionamiento de los equipos según lo establecido en el plan de visita. Por otra parte, la entidad informó que cuenta con fuentes de calibración (exentas de regulación) con las cuales verifican la funcionalidad de los equipos. El equipo verificador recomendó la implementación de un procedimiento de comprobación funcional de los equipos y generación de las cartas de control correspondientes. Una vez finalizada la visita, se remitió registro de las dosis recibidas por el personal durante el recorrido, cuyos valores no superaron los  $5 \mu\text{Sv}$  para cada uno de los operadores.

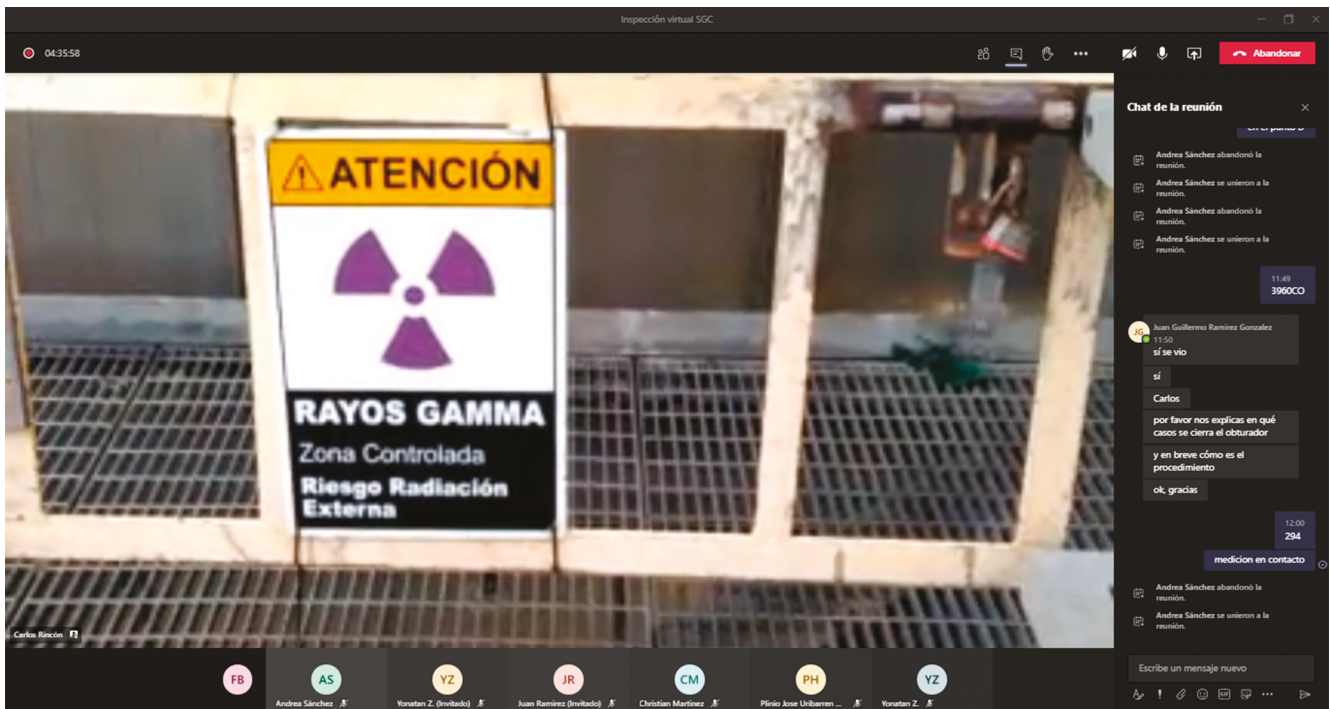


Figura 10. Verificación de la señalización y controles de zonas clasificadas  
Nota: en el chat se evidencian las dificultades presentadas con respecto al sonido.

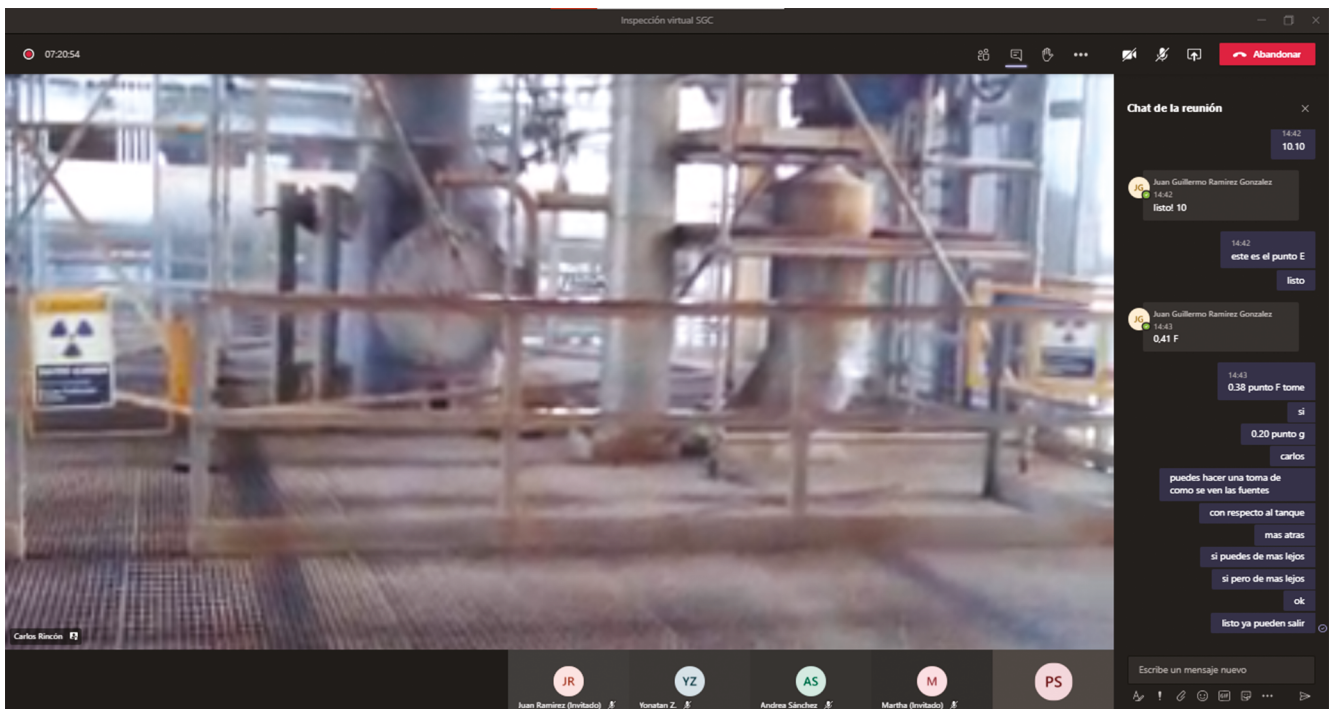


Figura 11. Verificación de delimitación, señalización y controles de acceso a zonas clasificadas

#### 4. Conclusiones

Las verificaciones remotas en las instalaciones radiactivas pueden ser una alternativa de control regulatorio para la situación actual de pandemia y en el futuro, dado que, al ser efectuadas de manera preliminar a las inspecciones de control, constituyen una herramienta para evaluar la pertinencia de adelantar una visita *in situ*, definir su alcance o, en su defecto, justificar su prórroga. En comparación con las inspecciones de control convencionales, en las verificaciones remotas se reducen los desplazamientos del personal al lugar de la inspección (tanto del Órgano Regulador como de las entidades explotadoras), lo que facilita el cumplimiento de la medida de aislamiento adoptada para evitar o minimizar la transmisión del covid-19, y además disminuye la exposición a las radiaciones ionizantes u otros riesgos existentes en las instalaciones radiactivas.

Las visitas remotas podrían resultar menos costosas que una visita *in situ* por no incurrir en gastos de desplazamiento. Su implementación como alternativa a las inspecciones de control en Colombia disminuiría gastos en las entidades explotadoras, puesto que las tarifas de inspecciones de control regulatorio son significativamente mayores cuando la instalación radiactiva se encuentra fuera del perímetro urbano de Bogotá [23]. También, viabilizan que tanto personal del Órgano Regulador como de la entidad explotadora pueda participar de manera remota o presencial, lo cual facilita el cumplimiento de las medidas adoptadas para personas con mayor riesgo al covid-19. Además, se puede permitir la participación como observadores de personal en entrenamiento, administrativo o trabajadores no considerados *ocupacionalmente expuestos*, para quienes la instrucción en protección y seguridad en las instalaciones radiactivas resulte beneficiosa.

Adicionalmente, el material fotográfico y fílmico obtenido durante las verificaciones remotas permite consolidar evidencias de control regulatorio, soportes para la toma de decisiones y auditoría al proceso de inspección, así como material para la divulgación y apropiación del conocimiento, el entrenamiento y el fomento de la cultura de la seguridad.

Los beneficios de las verificaciones remotas se pueden ver limitados por las exigencias en cuanto a recursos tecnológicos para las entidades explotadoras y el Órgano Regulador,

ya que es posible que estas no se puedan realizar o sean suspendidas por fallas en la conectividad, baja resolución en la información transmitida o insuficiencia tecnológica. Además, la dependencia de la disponibilidad y correcto funcionamiento de los equipos de protección radiológica, así como la necesidad de articular entre las partes la planificación de la visita, puede conducir a pérdidas de independencia del Órgano Regulador y de oportunidad para verificar una instalación en condiciones de trabajo normales, como fuese mediante una inspección no anunciada [20]. Para futuros estudios, o durante la realización de verificaciones remotas por parte del Órgano Regulador, resulta pertinente incluir equipos de georreferenciación que permitan verificar con mayor certeza la ubicación de las fuentes radiactivas.

Este estudio demostró que es posible corroborar, de manera remota, el inventario de material radiactivo, medir los niveles de radiación, observar la operatividad de los equipos que contienen fuentes radiactivas, realizar entrevistas al personal ocupacionalmente expuesto, verificar la disponibilidad y funcionamiento de equipos de protección radiológica y comprobar disposiciones de protección y seguridad. Como se mencionó, estas verificaciones implican que se garantice la conectividad, buena transmisión de la información, limpieza y mantenimiento de la plaqueta de las fuentes e, indudablemente, la confianza entre las partes al intercambiar información necesaria en la planificación y ejecución de la visita. Se sugieren estudios adicionales para evaluar la viabilidad de verificaciones remotas en instalaciones que realicen otras prácticas, así como evaluar las disposiciones de seguridad física.

#### Agradecimientos

Los autores agradecen de manera especial a la Refinería de Cartagena S. A. S., Ecopetrol S. A. y Continental Process Instruments S. A. S., por facilitar la realización de este estudio. Un reconocimiento a Martha Y. Guzmán, Guillermo A. Parrado y Frank J. Bautista, integrantes de la línea de investigación de Seguridad Radiológica, por sus contribuciones. Agradecen la viabilidad dada por la Dirección Técnica de Asuntos Nucleares del Servicio Geológico Colombiano, en cabeza del doctor Hernán Olaya, a los anónimos evaluadores pares y al equipo editorial de la *Revista Investigaciones y Asuntos Nucleares*.

## Referencias

- [1] J. A. Lewnard y N. C. Lo, “Scientific and ethical basis for social-distancing interventions against COVID-19”, *The Lancet Infectious Diseases*, vol. 20, n.º 6, pp. 631-633, 2020. [https://doi.org/10.1016/S1473-3099\(20\)30190-0](https://doi.org/10.1016/S1473-3099(20)30190-0)
- [2] Sumedha Gupta *et al.*, “Tracking Public and Private Responses to the COVID-19 Epidemic: Evidence from State and Local Government Actions”, *National Bureau of Economic Research*, n.º 10, 2020. <https://doi.org/10.3386/w27027>
- [3] M. Nicola *et al.*, “The socio-economic implications of the coronavirus pandemic (COVID-19): A review”, *International Journal of Surgery*, vol. 78, pp. 185-193, 2019. <https://doi.org/10.1016/j.ijssu.2020.04.018>
- [4] E. L. Yeyati y R. Valdés, “COVID-19 en Latinoamérica: diferencias respecto a las economías desarrolladas”, *International Development Policy | Revue internationale de politique de développement [Online]*, n.º 12.2, 2020. <https://doi.org/10.4000/poldev.3532>
- [5] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Impact of COVID-19 Pandemic on the Regulatory Activities for the Safety of Radiation Sources. Survey Analysis”, *Division of Radiation, Transport and Waste Safety*, 2020.
- [6] A. Sánchez-Galindo, J. G. Ramírez y G. A. Parrado, “Percepciones del impacto de la pandemia de COVID-19 en las instalaciones radiactivas de Colombia”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 4, pp. 73-82, 2020. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.4.2020.542>
- [7] International Atomic Energy Agency (IAEA), “Safeguards implementation during the COVID-19 Pandemic”, *Board of Governors*, n.º GOV/INF/2020/7, 2020.
- [8] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Funcionamiento, seguridad tecnológica y seguridad física de las instalaciones y actividades nucleares o radiológicas durante la pandemia de covid-19”, *Junta de Gobernadores*, n.º GOV/INF/2020/8, 2020.
- [9] D. Booth, “Building Capacity by Piloting Virtual Inspections”, *Journal of Environmental Health*, vol. 83, n.º 2, pp. 34-35, 2020.
- [10] J. E. Cruz, “La auditoría en entorno COVID-19. Uso de tecnología y enfoque de riesgos”, *Podium*, vol. 38, pp. 67-86, 2020. <https://doi.org/10.31095/podium.2020.38.5>
- [11] R. Litzenberg y C. F. Ramírez, “Auditoría remota para covid-19 y demás. Implicaciones a corto y largo plazo”, *The Institute of Internal Auditors, Inc. Environmental Health & Safety*, 2020.
- [12] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), “Actividades del OIEA relacionadas con las instalaciones y actividades nucleares y radiológicas durante la pandemia de covid-19”, *Conferencia General*, n.º GC(64)/INF/6, pp. 1-56, 2020.
- [13] Presidencia de la República de Colombia, “Decreto 457 del 22 de marzo de 2020, por el cual se imparten instrucciones en virtud de la emergencia sanitaria generada por la pandemia del Coronavirus covid-19 y el mantenimiento del orden público”, *Diario Oficial*, n.º 51264, 22 de marzo, Colombia, 2020.
- [14] Ministerio de Salud y Protección Social, “Circular Externa 100-009 del 7 de mayo 2020”, Colombia, 2020.
- [15] Ministerio de Minas y Energía, “Resolución 90698 de 2014, por medio de la cual se delegan unas funciones al Servicio Geológico Colombiano”, *Diario Oficial*, n.º 49202, 4 de julio, 2014.
- [16] Coordinación de Licenciamiento y Control. Servicio Geológico Colombiano (*comunicación privada*). 2020.
- [17] Ministerio de Minas y Energía, “Resolución 90874 de 2014, por medio de la cual se establecen los requisitos y procedimientos para la expedición de autorizaciones para el empleo de fuentes radiactivas y de las inspecciones de las instalaciones radiactivas”, *Diario Oficial*, n.º 49241, 12 de agosto, Colombia, 2014.
- [18] Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), *Marco gubernamental, jurídico y regulador para la seguridad. Requisitos de Seguridad Generales n.º GSR-Parte 1 (rev.1)*. Viena, 2017.
- [19] Organismo Internacional de Energía Atómica, *Inspección de las fuentes de radiación y aplicación coercitiva. IAEA-TECDOC-1526*, Viena, 2010.
- [20] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Functions and Processes of the Regulatory Body for Safety. General Safety Guide n.º GSG-13*, Viena, 2018.
- [21] Ministerio de Minas y Energía, “Resolución 18 1434 de diciembre 5 de 2002, por la cual se adopta el Reglamento de Protección y Seguridad Radiológica”, *Diario Oficial*, n.º 45027, 10 de diciembre, Colombia, 2002.

[22] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Radiation Safety in the Use of Nuclear Gauges, Specific Safety Guide* No. SSG-58, Viena, 2020.

[23] Servicio Geológico Colombiano, “Resolución n.º D-083 del 13 de febrero de 2015, por medio de la cual se fijan las tarifas a cobrar por los servicios de autorización y control

para la gestión segura de materiales nucleares y radiactivos en el país”, [Internet], Colombia, 2015. Disponible en <https://www2.sgc.gov.co/ControlYRendicion/TransparenciasYAccesoAlaInformacion/Documents/Resolucion-No-D-083-de-13-de-Feb-de-2015.pdf>.

## Determinación de los niveles de referencia de dosis (DRL) para diagnóstico de baja y media complejidad en Servicios Especiales de Salud Hospital Universitario de Caldas de Colombia (SES-HUC)

*Determination of the diagnostic dose reference level (DRL) for low and middle complexity procedures at the SES Caldas University Hospital*

Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares, 5, 84-98, 2021  
**Recibido:** 30 de junio de 2021  
**Aceptado:** 29 de septiembre de 2021  
**Publicado en línea:** 23 de diciembre de 2021  
**Doi:** <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.604>



Esta obra está bajo licencia internacional Creative Commons Reconocimiento 4.0.

Estefanía Amaya Ríos<sup>1</sup>, Erika Muñoz Arango<sup>1</sup>

**Citación:** E. Amaya y E. Muñoz, “Determinación de los niveles de referencia de dosis (DRL) para diagnóstico de baja y media complejidad en Servicios Especiales de Salud Hospital Universitario de Caldas de Colombia (SES-HUC)”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 84-98, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.604>

### Resumen

**Objetivo:** Los niveles de referencia de dosis para diagnóstico (*dose reference levels* - DRL) son una herramienta útil para optimizar la protección radiológica en exposiciones médicas de diagnóstico. Su determinación es un requisito para obtener la licencia de uso de equipos emisores de radiación ionizante en los servicios de imágenes diagnósticas de Colombia. El objetivo de este trabajo fue establecer los valores de DRL institucionales con diversos equipos emisores de radiación ionizante para los procedimientos de diagnósticos más comunes asociados a áreas anatómicas típicas.

**Metodología:** Este estudio fue realizado en dos equipos de radiología convencional, un equipo de mamografía, un equipo de tomografía computada (TC) y un equipo de fluoroscopia tipo arco en C. La muestra estadística se clasificó de acuerdo con los tipos de estudio, las áreas anatómicas de interés, tamaño y rangos de pesos de pacientes. Los tamaños de la muestra variaron según la técnica diagnóstica, siguiendo recomendaciones del documento técnico “Diagnostic reference levels in medical imaging. ICRP Publication 135”. Los datos de la dosis entregada a cada paciente se obtuvieron registrando el valor de dosis estimado por el equipo de adquisición de imagen. El análisis estadístico se hizo por medio de diagramas de

<sup>1</sup> Área de Física Médica Hospitalaria, Servicios Especiales de Salud, Hospital Universitario de Caldas (SES-HUC), Manizales, Colombia.

Autor de correspondencia: Estefanía Amaya, [ingenieriafisica@ses.com.co](mailto:ingenieriafisica@ses.com.co)

cajas y distribuciones de frecuencias, donde el tercer cuartil se definió como el valor de DRL para cada técnica de adquisición de imagen.

**Resultados:** Los valores obtenidos de DRL para radiografía convencional fueron inferiores a 15 dGy.cm<sup>2</sup> para pacientes con pesos entre 50-80 kg, e inferiores a 27 dGy.cm<sup>2</sup> para pacientes de más de 80 kg. Para mamografía, los valores de DRL a través de la dosis glandular media fueron inferiores a 2,7 mGy para proyecciones oblicuas con espesores entre 45-94 mm. Los índices de dosis en tomografía computarizada en volumen (CTDI<sub>vol</sub>) y los valores de producto dosis-longitud (DLP) fueron inferiores a 41,4 mGy y 907 mGy.cm respectivamente, obteniendo los mayores valores en cráneo y los menores en abdomen para pacientes entre 50 y 80 kg. En procedimientos con arco en C, los valores obtenidos de DRL fueron iguales a 2,69 Gy.cm<sup>2</sup> para colangiopancreatografía retrógrada endoscópica (CPRE), 2,88 Gy.cm<sup>2</sup> para histerosalpingografía (HSG) y 9,22 Gy.cm<sup>2</sup> para colon por enema.

**Conclusiones:** Los niveles de referencia de dosis en procedimientos diagnósticos obtenidos en este estudio para SES-HUC, han arrojado valores comparables a los publicados por otros autores en análisis similares, aplicando métodos de análisis sugeridos por organismos internacionales.

**Palabras clave:** niveles de referencia para diagnóstico, dosis de radiación, radiología convencional, tomografía computarizada, mamografía, fluoroscopia.

### Abstract

**Purpose:** Diagnostic dose reference levels (DRLs) are a feasible tool for maximizing radiation protection during medical diagnostic exposures. DRL determination is a requirement for obtaining radiation ionizing operational licenses for radiodiagnostic facilities (or departments) in Colombia. The objective of this study was to determine institutional DRLs for different ionizing radiation devices used in common diagnostic procedures for typical anatomical areas.

**Methods:** Two conventional radiology equipments, one mammography equipment, one computed tomography (CT) equipment, and a C-arm fluoroscope were investigated in this study. Statistical samples were classified in terms of the study type, anatomical area of interest, sample size, and patient weight range. The sample sizes varied with the diagnostic technique, following the recommendations of the technical document "Diagnostic reference levels in medical imaging. ICRP Publication 135". The delivered dose to each patient was determined by registering the estimated dose by the imaging acquisition device. Statistical analyses were performed using box plots and frequency distributions, with the third quartile defined as the DRL for each image acquisition technique.

**Results:** The DRLs for conventional radiography were lower than 15 dGy.cm<sup>2</sup> for patients weighing between 50 and 80 kg and lower than 27 dGy.cm<sup>2</sup> for patients weighing more than 80 kg. The DRLs for mammography, based on the mean glandular dose were lower than 2.7 mGy for oblique projections with thicknesses between 45 and 94 mm. The computed tomography volume dose index (CTDI<sub>vol</sub>) and dose-length product (DLP) were lower than 41.4 mGy and 907 mGy.cm, respectively, where higher doses were found for the cranium and minor doses were found for the abdomen for patients weighing between 50 and 80 kg. The DRLs for C-arm procedures were 2.69 Gy.cm<sup>2</sup> for endoscopic retrograde cholangiopancreatography procedures (CPRE), 2.88 Gy.cm<sup>2</sup> for hysterosalpingography procedures (HSG), and 9.22 Gy.cm<sup>2</sup> for barium enema.

**Conclusions:** The dose reference levels were determined for SES HUC diagnostic procedures that were comparable to published values based on similar analyses using analysis methods suggested by international organizations.

**Keywords:** diagnostic dose reference levels, radiation dose, radiology, computed tomography, mammography, fluoroscopy.

## 1. Introducción

**D**e acuerdo con el informe del Comité Científico de Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (Unsear, por su sigla en inglés), la radiación generada por procedimientos médicos constituye un 19,7 % de la dosis de radiación media total recibida por una persona durante un año. De esta forma, los servicios de atención médica deben utilizar la radiación ionizante de forma que se pueda lograr el máximo beneficio posible con el mínimo riesgo para el paciente [1].

La determinación de los niveles de referencia de dosis (DRL, por su sigla en inglés) se utiliza para ayudar a optimizar la protección radiológica en las exposiciones de pacientes sometidos a procedimientos de diagnóstico e intervencionismo; estos indican si, en condiciones de rutina, la cantidad de radiación utilizada para un procedimiento específico es inusualmente alta o baja para dicho estudio, considerando que la calidad de la imagen no se vea comprometida. Estos valores no son límites de dosis y no se aplican para un individuo, sino que se emplean para un grupo poblacional [2], [3].

La definición de los DRL se hace evaluando diversas magnitudes de dosis de acuerdo con la modalidad de imagen empleada. Dichas magnitudes de dosis son: producto dosis-longitud (*dose-length-product* - DLP) en tomografía, producto dosis-área (*dose-area-product* - DAP) en radiografía convencional y fluoroscopia, índice de dosis en tomografía computarizada en volumen (*volume computed tomography dose index* -  $CTDI_{vol}$ ) y dosis glandular media (*average-glandular-dose* - AGD) para equipos de mamografía. Estas se correlacionan con la energía impartida al volumen de interés y no con las dosis absorbidas en los tejidos y órganos del paciente [2].

Para la definición de los DRL, diversas metodologías suelen ser aplicadas en el ámbito de las imágenes diagnósticas. En el estudio de Vawda *et al.* [4], se establecieron los niveles de referencia de diagnóstico para tomografía computarizada (TC), mediante la determinación de los valores

medios de  $CTDI_{vol}$  y DLP, y la clasificación de los pacientes por rangos de edad. En el estudio de Benmessaoud *et al.* [5], se trabajaron los DRL con el criterio del percentil 75 de las cantidades  $CTDI_{vol}$  y DLP. En cuanto a la obtención de los valores de dosis, según el documento técnico “Diagnostic reference levels in medical imaging, ICRP Publication 135”, los niveles de referencia para diagnóstico pueden obtenerse ya sea por mediciones dosimétricas directas (cuando se cuenta con los equipos de dosimetría) o por análisis de datos desde el propio equipo [2].

En Colombia, el uso de equipos de obtención de imágenes diagnósticas emisores de rayos X se rige por la Resolución 482 de 2018 del Ministerio de Salud y Protección Social. Dentro de los requisitos de licenciamiento está la definición institucional de los DRL para los procedimientos más comunes con cada equipo [3].

En este estudio se han estimado los valores típicos de dosis de radiación impartida en los procedimientos médicos de diagnóstico más comunes que se adelantan en Servicios Especiales de Salud Hospital Universitario de Caldas (SES-HUC), con técnicas que utilizan equipos generadores de rayos X de baja-media energía. Se han aplicado principalmente las recomendaciones del documento técnico “ICRP 135” [2]. En este estudio, se definió como DRL el tercer cuartil del diagrama de cajas obtenido para cada grupo evaluado.

## 2. Metodología

### 2.1. Definición de la muestra estadística de pacientes

Los datos fueron recolectados durante todo el primer semestre e inicios del segundo semestre de 2020.

La clasificación de la muestra poblacional se definió para los procedimientos de radiodiagnóstico más comunes dentro de las técnicas que se llevan a cabo en la institución. En la definición del tamaño de la muestra ( $n$ ), descrito en la tabla 1, fueron consideradas las recomendaciones del documento técnico ICRP 135 [2] para los diferentes tipos de imágenes diagnósticas.



### 2.1.1. Características de la muestra para radiología convencional

Para radiología convencional, se seleccionaron los estudios más comunes en la institución: radiografía de tórax, radiografía de pelvis y radiografía de abdomen. La clasificación de los grupos se hizo, además del tipo de estudio, por tamaño de paciente según la denominación “paciente grande” y “paciente mediano”, y no hubo clasificación de grupos por género (hombre o mujer). La definición de “paciente grande” o “paciente mediano” está asociada al espesor del paciente (especificado en el manual de usuario del equipo) y corresponden a rangos de pesos entre 50 y 80 kg para paciente mediano, y mayor a 80 kg para paciente grande (se excluyeron los pesos atípicos para paciente mediano < 50 kg y para paciente grande > 90 kg).

Los rangos de espesores para paciente grande y mediano se presentan en la tabla 1, así como la edad promedio, el rango de edades y el tamaño de la muestra, con discriminación del número de hombres y mujeres. Para radiografía de tórax no se contó con una muestra suficiente para el análisis de adulto grande (la muestra era inferior a  $n = 10$ ). Para el análisis de neonatos, específicamente, el rango de pesos se presenta en la tabla 1.

### 2.1.2. Características de la muestra para mamografía

En el estudio fueron consideradas mamas de dos tipos, según la clasificación del Colegio Americano de Radiología (ACR, por su sigla en inglés):

- a. Mamas con parénquima mamario con sectores dispersos de densidad fibroglandular (ACR B) con 25-50 % glándula, siendo esta la de mayor prevalencia en la muestra.
- b. Mamas con parénquima mamario de tipo heterogéneamente denso (ACR C) con 50-75 % glándula [6].

En el estudio se descartaron mamas con prótesis o que correspondieran a otra clasificación por densidad, como las mamas con parénquima de tipo predominante adiposo (ACR A) < 25 % de glándula, y mamas con parénquima mamario de tipo extremadamente denso (ACR D) > 75 % de glándula [6].

Para el análisis de los valores de referencia se evaluaron las cuatro proyecciones típicas de adquisición de imagen y estas están asociadas a diferentes espesores, según la proyección, los cuales se presentan en la tabla 1, así como la edad promedio, el rango de edades y el valor de la muestra.

### 2.1.3. Características de la muestra para tomografía computarizada

Para tomografía computarizada, se seleccionaron los estudios más comunes en la institución: tomografía de tórax, tomografía de abdomen y tomografía de cráneo. La clasificación de los grupos se realizó, además, de acuerdo con la región anatómica que corresponde a un protocolo específico de adquisición en el equipo. Para el estudio fueron seleccionados solo pacientes medianos con peso en el rango entre 50 y 80 kg. En la tabla 1 se presentan los rangos de edades y el tamaño de la muestra, discriminando femenino y masculino para las tres áreas anatómicas.

### 2.1.4. Características de la muestra para procedimientos guiados por fluoroscopia con arco en C

Para estos estudios se presenta en la tabla 1 el tamaño de la muestra, discriminando entre masculino y femenino para el colon por enema y CPRE, así como los rangos de edades. La técnica de HSG solo se realiza en mujeres en edad fértil. No se hicieron clasificaciones por peso, talla u otros parámetros debido a la gran variabilidad de parámetros en estas técnicas.

**Tabla 1.** Clasificación de la muestra estadística siguiendo las recomendaciones del ICRP 135 [2]

Estudio	Dimensión anatómica	Número de pacientes (n) Femenino (F), Masculino (M)	Edad promedio y rango (años)
Radiografía de tórax	Adulto mediano: 22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm 50 kg ≤ peso ≤ 80 kg	n = 29 F:17, M:12	61 [21-80]
	Radiografía de pelvis	Adulto mediano: 22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm 50 kg ≤ peso ≤ 80 kg	n = 24 F:13, M:11 n = 13 F:6, M:7
Adulto grande: espesor de pelvis > 27 cm; peso > 80 kg		n = 13 F:6, M:7	64 [47-81]
Radiografía de abdomen		Adulto mediano: 22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm 50 kg ≤ peso ≤ 80 kg	n = 27 F:18, M:9
	Adulto grande: espesor > 27 cm; peso > 80 kg	n = 11 F:4, M:7	65,5 [47-84]

Estudio	Dimensión anatómica	Número de pacientes (n)		Edad promedio y rango (años)
		Femenino (F)	Masculino (M)	
Radiografía de tórax portátil	Neonato mediano: 2 kg < peso < 5 kg	n = 24		0
	Adulto mediano: 22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm 50 kg ≤ peso ≤ 80 kg	n = 30 F:10, M:20		56,5 [32-81]
Mamografía	Espesor de la mama (mm)			
	40-74 (RCC)	n = 50		60
	45-79 (RMLO)	F:50, M:0		[50-70]
	35-102 (LCC)			
Tomografía computarizada	Diámetro equivalente de agua (cm)			
TC de cráneo	16	n = 30		53,5
		F:22, M:8		[25-82]
TC de tórax	32	n = 30		60
		F:11, M:19		[30-90]
TC abdomen	32	n = 30		58
		F:17, M:13		[25-91]
Fluoroscopia con arco en C				
Colon por enema	NA	n = 20		49
		F:11, M:9		[20-78]
HSG	NA	n = 20		30,5
		F:20		[25-36]
CPRE	NA	n = 30		53,5
		F:11, M:19		[28-79]

## 2.2. Modalidades de imagen

Los valores de dosis entregada por estudio se obtuvieron de la dosis estimada por el equipo generador de imagen, a los que se les realizó, con anterioridad a la toma de datos, un control de calidad que cumple con los requisitos de la legislación nacional, Resolución 482 de 2018. [7].

El estudio se hizo para los siguientes equipos: un equipo de rayos X convencional fijo General Electric, modelo OPTIMA XR646; un equipo de rayos X convencional portátil General Electric, modelo OPTIMA XR220; un mamógrafo General Electric, modelo Senographe Essential; un tomógrafo PHILIPS, modelo Ingenuity CT, y un equipo de rayos X tipo arco en C General Electric, modelo OEC Elite.

La evaluación de los grupos fue clasificada según el equipo y el kVp utilizado y dimensiones anatómicas basadas en protocolos según se presenta en las tablas 1 y 2. También se hicieron análisis específicos según las proyecciones tomadas durante el procedimiento a evaluar, como se detalla en la tabla 2. Todas las imágenes incluidas en el estudio cumplen con criterios de adecuada calidad de imagen diagnóstica según el consenso de los especialistas de la institución, la cual se obtiene principalmente aplicando los protocolos previamente cargados en los equipos.

### 2.2.1. Radiología convencional

Los estudios más realizados en la institución con el equipo digital de radiología convencional fijo son: radiografía de tórax con proyecciones postero-anterior (PA) y lateral

(LAT) y radiografía de pelvis y abdomen en su proyección antero-posterior (AP). Para el equipo de rayos X portátil, el estudio más común es la radiografía de tórax en pacientes adultos y neonatales, con una sola proyección AP.

La clasificación de la muestra se hizo según el valor de kVp que el equipo tiene como protocolo predeterminado para cada procedimiento, y tamaño del paciente (mediano o grande). Para los estudios de rayos X convencional, la magnitud de dosis analizada fue el DAP estimado por el equipo.

### 2.2.2. Mamografía

El estudio más común adelantado en el mamógrafo requiere 4 proyecciones de la mama: cráneo caudal derecha (*right-cranio-caudal* - RCC), oblicua medio lateral derecha (*right-mediolateral-oblique* - RMLO), cráneo caudal izquierda (*left-cranio-caudal* - LCC) y oblicua medio lateral izquierda (*left-mediolateral-oblique* - LMLO). La clasificación de la muestra se hizo por el tipo de proyección, donde a su vez se considera la variación en el espesor de la mama (con el kVp en un intervalo entre 27 y 31 kVp). La magnitud de dosis analizada fue la AGD.

### 2.2.3. Tomografía computarizada

Para el análisis fueron elegidos los estudios correspondientes a cráneo, tórax y abdomen para paciente adulto mediano, siendo esta la base de la clasificación de los grupos para el estudio. Otros parámetros como longitud del barrido, campo

de visión (*field of view* -FOV) y espesor de corte están directamente relacionados con el área anatómica y, a su vez, con el protocolo del equipo así:

- » Longitud del *scan* promedio de la muestra por protocolo: cráneo 162 mm; tórax 312,3 mm; abdomen 435,3 mm.
- » FOV promedio de la muestra por área anatómica: cráneo 225,3 mm; tórax 320,3 mm; abdomen 358 mm
- » Espesores de corte promedio de acuerdo con el área anatómica. Definido para cada protocolo: cráneo 1,50 mm; tórax 1,00 mm, abdomen 2,00 mm.

Todos los estudios analizados fueron adquiridos con 120 kVp, parámetro predeterminado en el equipo en cada uno de estos protocolos. En la tabla 2 se presenta el intervalo de mAs correspondiente para cada área anatómica y adquisición (topograma y adquisición helicoidal). Para el área anatómica tórax, cada paciente tiene dos adquisiciones helicoidales en los rangos de mAs presentados. El equipo aplica modulación automática de la corriente del tubo, adaptando los mAs del tubo con el objetivo de optimizar las dosis manteniendo la calidad de imagen.

Las magnitudes de dosis analizadas en los procedimientos de tomografía fueron el CTDI<sub>vol</sub> y el DLP de todo

el examen, incluyendo el topograma, estimados por el equipo.

#### 2.2.4. Procedimientos guiados por fluoroscopia con arco en C

Para procedimientos guiados por fluoroscopia se eligieron tres estudios frecuentes en la institución, empleando el arco en C: colon por enema, histerosalpingografía (HSG) y colangiopancreatografía retrógrada endoscópica (CPRE), y la magnitud de dosis evaluada fue el DAP.

Debido a que en estos procedimientos varía el tiempo de irradiación por la complejidad de cada estudio, al igual que el kVp por el espesor del paciente y por la posición del arco, se definió que la manera más adecuada de clasificación de los grupos se hiciera por estudio.

#### 2.3. Análisis estadístico de datos

Se realizaron diagramas de cajas (*box-plot*) con los datos adquiridos por estudio, con el fin de analizar las magnitudes dosimétricas por medio de su distribución en cuartiles. Los datos observados fueron los siguientes: *la mediana, el primer cuartil, el rango intercuartilico y el tercer cuartil* [8]. El tercer cuartil del diagrama de caja se definió en este estudio como el DRL según las clasificaciones propuestas.

**Tabla 2.** Estudios diagnósticos más comunes en SES-HUC por equipo emisor de rayos X, con las proyecciones que requieren, clasificación por tamaño del paciente, clasificación por kVp utilizado, rango de mAs utilizado, magnitud dosimétrica

Equipo emisor de RX	Estudio	Proyección	Dimensión anatómica	kVp	Rango de mAs	Magnitud y unidad dosimétrica	
Rayos X fijo	Radiografía de tórax	PA	22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm	120	1,49-9,15	DAP (dGy.cm <sup>2</sup> )	
		LAT	22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm	80	4,65-17,87		
	Radiografía de pelvis	AP	espesor > 27 cm	85	11,64-12,39		
		AP	espesor > 27 cm	80	15,06-31,86		
Rayos X portátil	Radiografía de abdomen	AP	22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm	80	1,88-77,74	DAP (dGy.cm <sup>2</sup> )	
		AP	espesor > 27 cm	85	13,49-99,51		
	Radiografía de tórax	AP	2 kg < peso < 5 kg	65	0,66-0,85		
		AP	22 cm ≤ espesor de tórax ≤ 27 cm	95	1,62-1,63		
Mamógrafo	Mamografía	<b>Espesor de la mama (mm)</b>					AGD (mGy)
		RCC	40-74	27 - 31	45-206,2		
		RMLO	45-79	28 - 31	45-222,80		
		LCC	35-102	27 - 31	45-324		
		LMLO	46-94	28 - 31	40-324		
Tomógrafo	Tomografía computarizada	<b>Diámetro equivalente de agua (cm)</b>					CTDI <sub>vol</sub> (mGy) DLP (mGy.cm)
		TC de cráneo	Topograma	32	120	-	
			Helicoidal	16	120	320	
		TC de tórax	Topograma	32	120	-	
			Helicoidal	32	120	81-267	
		TC de abdomen	Topograma	32	120	59-184	
			Helicoidal	32	120	-	
		Arco en C	Colon por enema	Incidencia variable	NA	78-92	
HSG	AP		NA	78-82			
CPRE	LAT		NA	79-88			

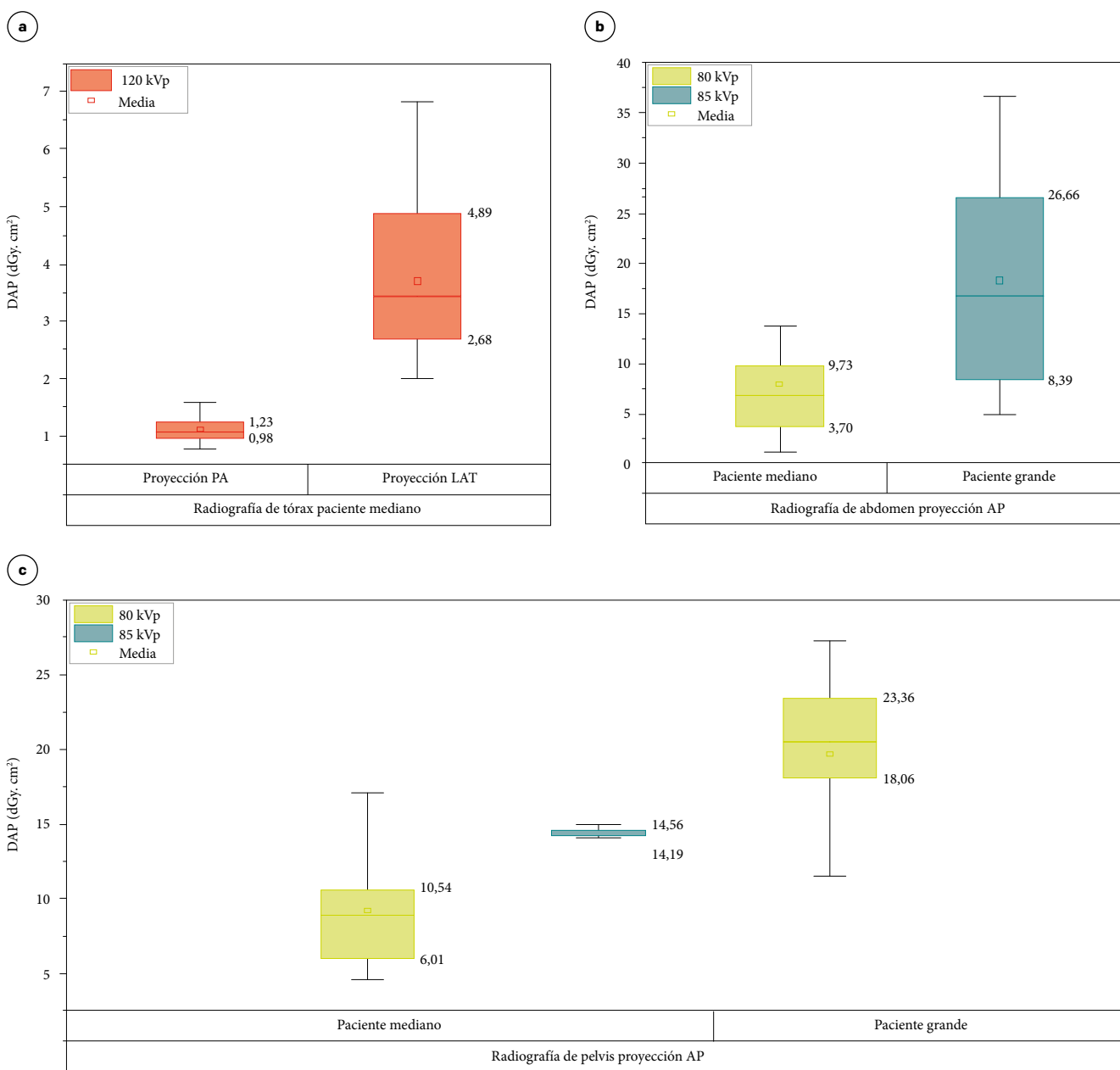
### 3. Resultados y discusión

De acuerdo con lo publicado por diferentes autores, la elección del tercer cuartil como nivel de referencia permite una evaluación más conservadora de las dosis estimadas [7], [10], [11], frente a la recomendación del ICRP 35 [2] y a lo realizado por ejemplo en el estudio de Serra *et al.* [9], donde se evalúa la mediana como parámetro de referencia para establecer

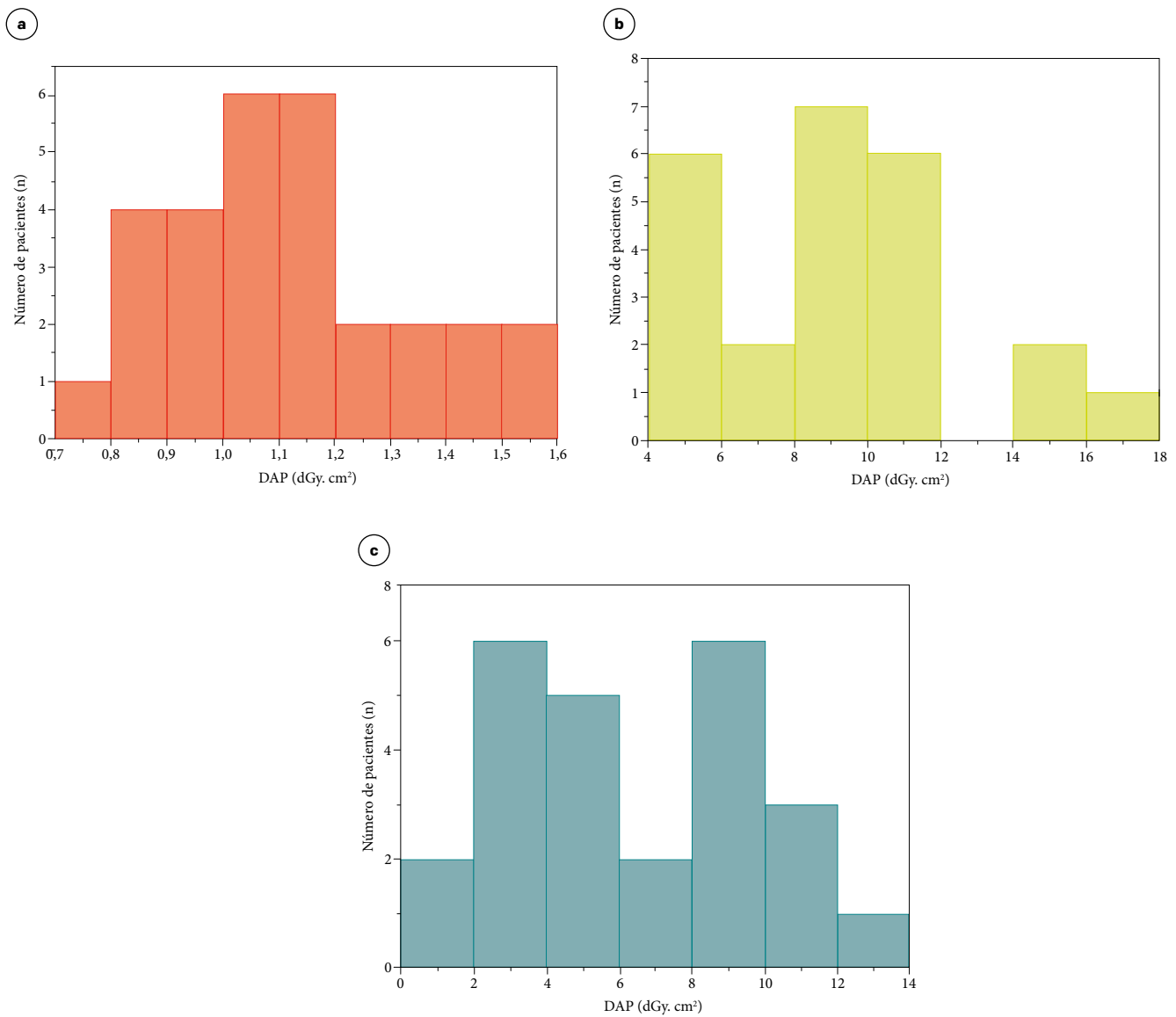
los DRL. A continuación se presentan los valores de referencia obtenidos a partir del tercer cuartil del diagrama de cajas para todas las técnicas diagnósticas consideradas.

#### 3.1. Nivel de referencia de dosis en radiología convencional fija

En las figuras 1a, 1b y 1c, se muestran los diagramas de cajas para rayos X convencional fijo.



**Figura 1.** Gráfico de cajas del DAP a) radiografía convencional de tórax paciente mediano (50 kg ≤ peso ≤ 80 kg); b) radiografía convencional de abdomen paciente mediano (50 kg ≤ peso ≤ 80 kg) y paciente grande (peso > 80 kg); c) radiografía convencional de pelvis paciente mediano (50 kg ≤ peso ≤ 80 kg) y paciente grande (peso > 80 kg).



**Figura 2.** Diagrama de frecuencias del DAP

a) rayos X de tórax (PA) paciente mediano 120 kV; b) rayos X de pelvis (AP) paciente mediano 80 kV; c) rayos X de abdomen (AP) paciente mediano 80 kV.

**Tabla 3.** DRL para los procedimientos de radiografía de tórax, pelvis y abdomen

Estudio	Proyección y kVp	DRL Este estudio (dGy.cm²)	DRL Almén et al. [10] (dGy.cm²)	DRL NDRL [11] (dGy.cm²)
Radiografía tórax (paciente mediano)	PA (120 kVp)	1,23	0,97	1,0 (88 kVp)
	LAT (120 kVp)	4,89	ND	ND
Radiografía pelvis (paciente mediano)	AP (80 kVp)	10,54	6,46	
	AP (85 kVp)	14,56		22 (89 kVp)
Radiografía pelvis (paciente grande)	AP (80 kVp)	23,36	ND	
Radiografía abdomen (paciente mediano)	AP (80 kVp)	9,73	15,4	
Radiografía abdomen (paciente grande)	AP (85 kVp)	26,66	ND	25 (76 kVp)

ND: no disponible en la publicación.

En las figuras 2a, 2b y 2c se muestran los diagramas de frecuencias para rayos X convencional, correspondientes a paciente mediano para áreas anatómicas, tórax, pelvis y abdomen. Para estos se descartaron los valores atípicos de dosis obtenidos.

Los DRL obtenidos para radiografía convencional en pacientes adultos, a partir de las figuras 1a, 1b y 1c, se muestran en la tabla 3 y se comparan con los publicados por otros autores. Dichos valores pueden observarse también en el correspondiente diagrama de frecuencias en las figuras 2a, 2b y 2c, donde se presenta la relación del número de pacientes para los diferentes rangos de dosis obtenidos por área anatómica en paciente mediano.

Comparando los resultados obtenidos por Almén *et al.* [10], donde se definieron los niveles de referencia regionales a partir del tercer cuartil de una serie de estudios recolectados en 29 hospitales de cuatro países, se observa que la diferencia de los valores de DAP (DRL) obtenidos para pelvis y abdomen en pacientes medianos (entre 50-70 kg [10]) es inferior a 8,1 dGy.cm<sup>2</sup> entre ambos estudios, y para tórax en la proyección postero-anterior la diferencia es inferior a 0,3 dGy.cm<sup>2</sup>. Las diferencias obtenidas pueden deberse a la muestra estadística y la dispersión de los datos del estudio en comparación.

Por otro lado, en comparación con los niveles de referencia nacionales del documento “National Diagnostic Reference Levels” [11] del Reino Unido, la diferencia en los valores de DAP para tórax, pelvis y abdomen son inferiores a 15,27 dGy.cm<sup>2</sup> para paciente mediano e inferiores a 1,66 dGy.cm<sup>2</sup> para paciente grande, en comparación con los valores de este

estudio. Vale la pena resaltar que en el estudio de NRDL de Reino Unido, no se realizó clasificación por peso, sino que se evaluó peso promedio, lo que presentó una dispersión considerable en los tamaños de los pacientes (entre 16-114 kg) así como en los valores de kVp (entre 60-125 kVp).

### 3.2. Nivel de referencia de dosis en radiología convencional portátil

En la figura 3 se muestra el diagrama de cajas para rayos X portátil.

En la figura 4, se presentan los diagramas de frecuencias del DAP para rayos X portátil, adulto mediano y neonatos, donde fueron discriminados los valores atípicos.

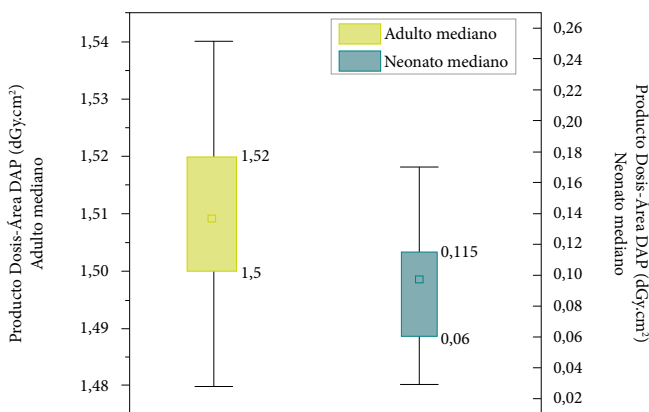


Figura 3. Gráfico de cajas de DAP para radiografía de tórax con equipo portátil para pacientes adultos medianos (50 kg peso 80 kg) y pacientes neonatales (2 kg ≤ peso ≤ 5 kg)

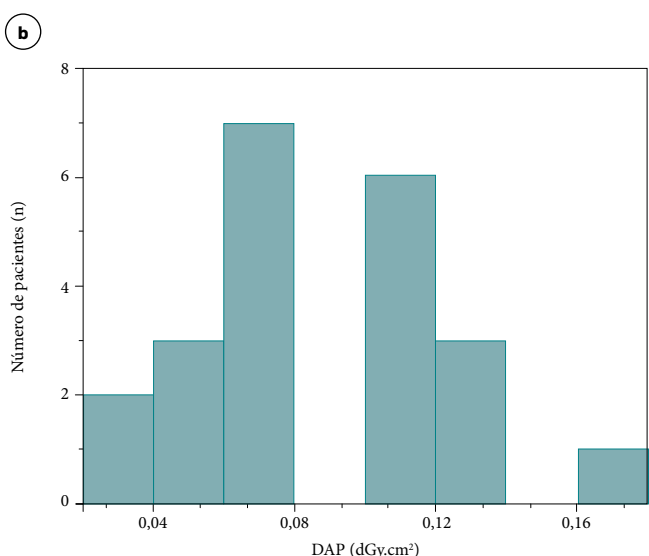
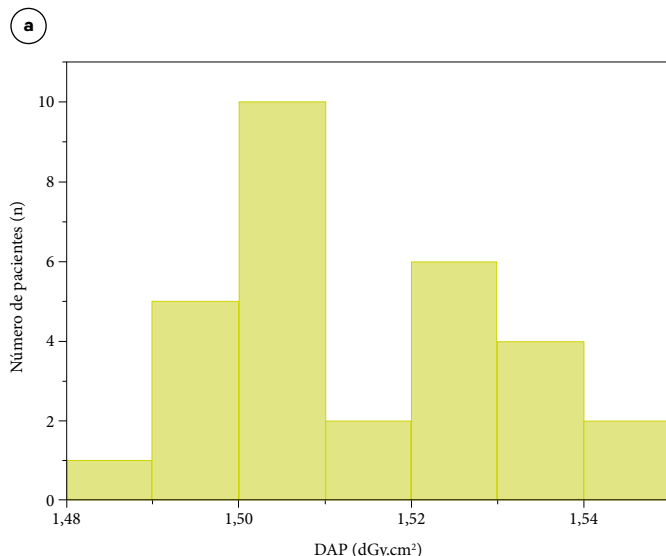


Figura 4. Diagrama de frecuencias del DAP a) rayos X de tórax portátil adulto mediano; b) rayos X de tórax portátil neonatos.

El DRL obtenido a partir de los DAP del diagrama de cajas fue de 1,52 dGy.cm<sup>2</sup> para pacientes adultos, alcanzando un valor similar al del documento “National Diagnostic Reference Levels” [11] del Reino Unido, donde el DAP fue igual a 1,5 dGy.cm<sup>2</sup> para radiografías de tórax en la proyección AP. Para pacientes neonatos medianos, el DAP en este estudio fue igual a 0,115 dGy.cm<sup>2</sup>. Los DAP pueden observarse también en el correspondiente diagrama de frecuencias en las figuras 4a y 4b, donde se ilustra la relación del número de pacientes para los diferentes rangos de dosis para paciente adulto y neonato.

### 3.3. Nivel de referencia de dosis en mamografía

En la figura 5 se muestra el diagrama de cajas para estudios de mamografía y en la figura 6, se presentan los diagramas de frecuencias de la AGD de todas las proyecciones y espesores.

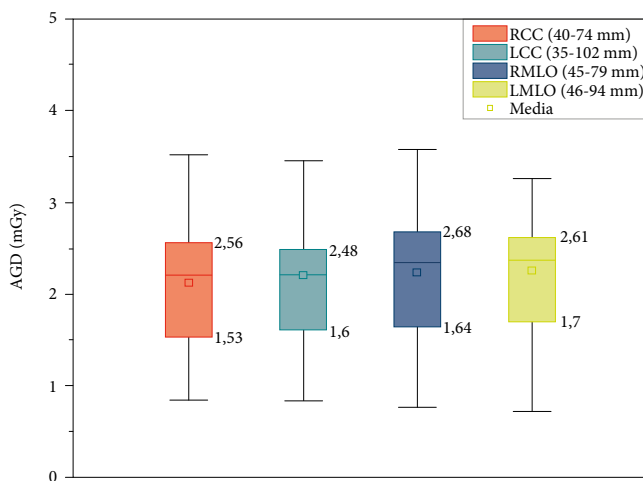


Figura 5. Gráfico de cajas de AGD para estudios de mamografía

Los DRL obtenidos por proyección fueron: 2,56 mGy para la proyección RCC (40-74 mm de espesor), 2,48 mGy para LCC (35-102 mm de espesor), 2,68 mGy para RMLO (45-79 mm de espesor) y 2,61 mGy para LMLO (46-94 mm de espesor), con un valor promedio de 2,64 mGy entre proyecciones oblicuas.

El valor promedio de 2,64 mGy para proyecciones oblicuas es comparable con lo reportado en el documento “National Diagnostic Reference Levels” [11], donde el AGD de mamografía es igual a 2,5 mGy para una muestra de 10 pa-

cientes con espesores de mama entre 50-60 mm, para proyecciones oblicuas mediolaterales.

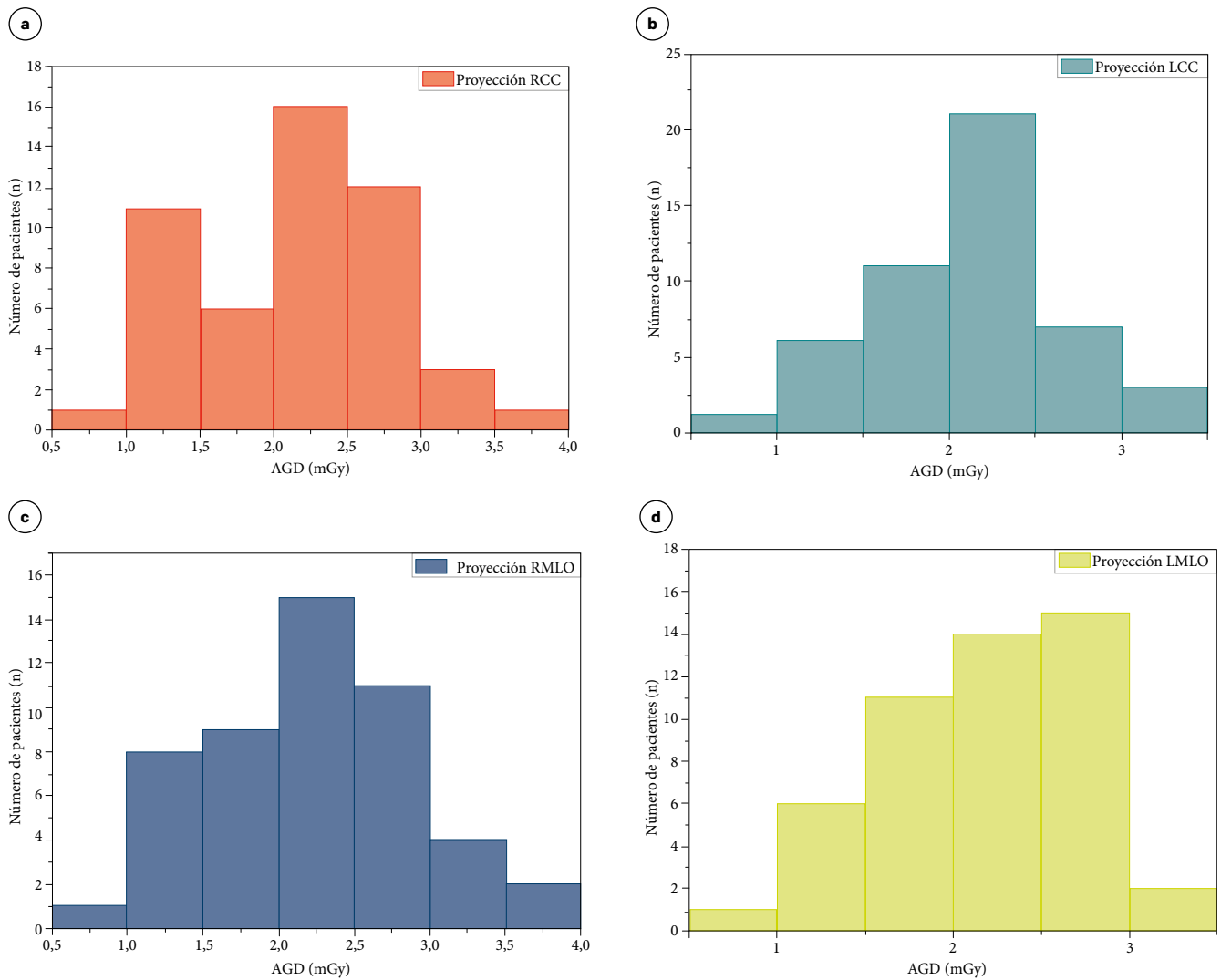
En el estudio de Vanaudenhove *et al.* [7], para proyecciones cráneo caudales (CC) se obtuvo un valor de AGD igual a 1,73 mGy y 1,90 mGy para proyecciones oblicuas (MLO), utilizando una muestra de más de 39 000 pacientes y tomando valores de dosis de 300 equipos de mamografía. Los valores de AGD en el presente estudio son superiores en 0,79 mGy para proyecciones CC, y 0,74 mGy para proyecciones oblicuas, en comparación con [7].

Los valores de AGD correspondientes al tercer cuartil del diagrama de cajas para mamografía se pueden observar en los correspondientes diagramas de frecuencias de las figuras 6a, 6b, 6c y 6d.

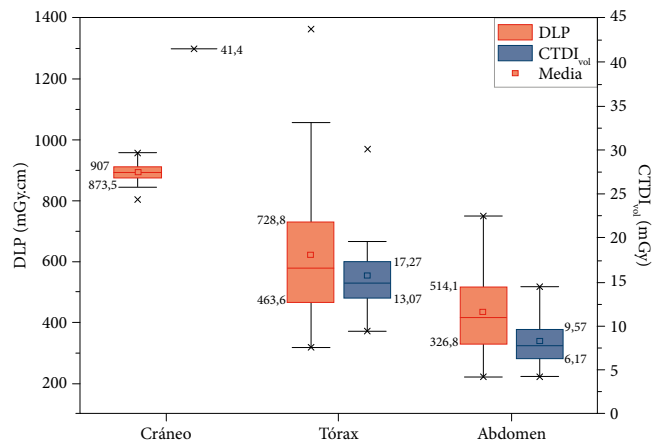
### 3.4. Nivel de referencia de dosis en tomografía

En la figura 7 se muestra el diagrama de cajas para los estudios de tomografía. En la tabla 4 se presentan los valores de CTDI<sub>vol</sub> y DLP definidos como los valores de DRL a partir del tercer cuartil del diagrama de cajas en este estudio. Se presenta también la comparación con los valores de Serra *et al.* [9], donde los DRL son definidos con la mediana; los valores de Benmessaoud *et al.* [5] y el NDRL [11], donde los DRL son definidos con el tercer cuartil. En la figura 8 se presentan los diagramas de frecuencias para cráneo, tórax y abdomen para paciente mediano.

Con respecto al DRL de tomografía de cráneo, se obtuvieron valores de dosis inferiores a los de Serra *et al.* [9], donde los CTDI<sub>vol</sub> y DLP fueron 52,4 mGy y 1087,4 mGy.cm, respectivamente para el análisis de la mediana de 73 datos, con 120 kVp en una clasificación por indicación clínica para pacientes mayores de 45 años. En comparación con el estudio de Benmessaoud *et al.* [5], también se obtuvieron valores de dosis similares, donde los CTDI<sub>vol</sub> fueron iguales a 58 mGy para TC de cráneo, y 15 mGy para TC de tórax y abdomen-pelvis. En el mismo estudio, los valores publicados de DLP fueron 1298 y 944 mGy.cm para cráneo y tórax respectivamente, siendo mayores que los alcanzados en el presente estudio. En comparación con los valores del estudio del NDRL [11], los DLP de este trabajo son inferiores para cráneo y abdomen, y mayores para tórax.



**Figura 6.** Diagrama de frecuencias del AGD  
a) proyección RCC; b) proyección LCC; c) proyección RMLO; d) proyección LMLO.



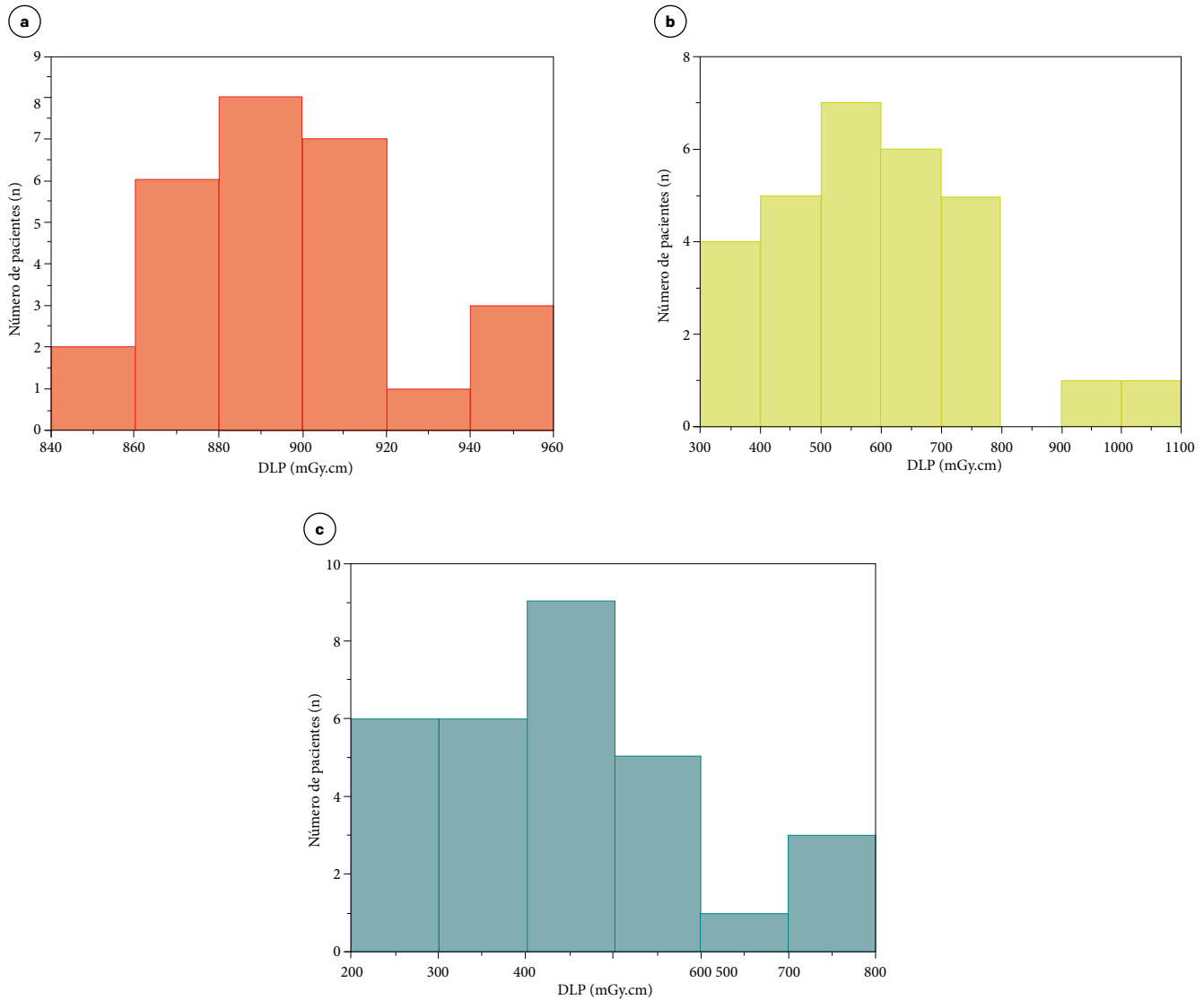
**Figura 7.** Gráfico de cajas para CTDI<sub>vol</sub> (derecha) y DLP (izquierda) para tomografía de cráneo, tórax y abdomen en pacientes adultos medianos



**Tabla 4.** DRL para los procedimientos de tomografía de cráneo, tórax y abdomen

Estudio	DRL Este estudio		DRL Serra et al. [9]		DRL Benmessaoud et al. [5]		NDRL [11]
	CTDI <sub>vol</sub> (mGy)	DLP (mGy.cm)	CTDI <sub>vol</sub> (mGy)	DLP (mGy.cm)	CTDI <sub>vol</sub> (mGy)	DLP (mGy.cm)	DLP (mGy.cm)
TC cráneo	41,4	907,0	52,4	1087,4	58	1298	970
TC tórax	17,27	728,8	ND	ND	15	944	610
TC abdomen	9,57	515,1	ND	ND	ND	ND	910

ND: no disponible en la publicación.



**Figura 8.** Diagrama de frecuencias del DLP total para paciente mediano a) cráneo; b) tórax; c) abdomen.

### 3.5. Niveles de referencia de dosis en procedimientos guiados por fluoroscopia con arco en C

En la figura 9 se muestra el diagrama de cajas para los estudios guiados por fluoroscopia. En la figura 10 se presentan los diagramas de frecuencias para los mismos estudios. En ambos tipos de diagramas se discriminaron los valores de dosis atípicos.

Los DAP de referencia fueron: 2,68 Gy.cm<sup>2</sup> para CPRE; 2,88 Gy.cm<sup>2</sup> para HSG, y 9,22 Gy.cm<sup>2</sup> para colon por enema. Los resultados para nuestra institución son muy similares a los DAP presentados en NDRL [11] del Reino Unido, donde los valores publicados son 2,0 Gy.cm<sup>2</sup> para HSG. Para el estudio de colon por enema, los valores de dosis en este estudio son inferiores a los reportados en el NDRL [11] con

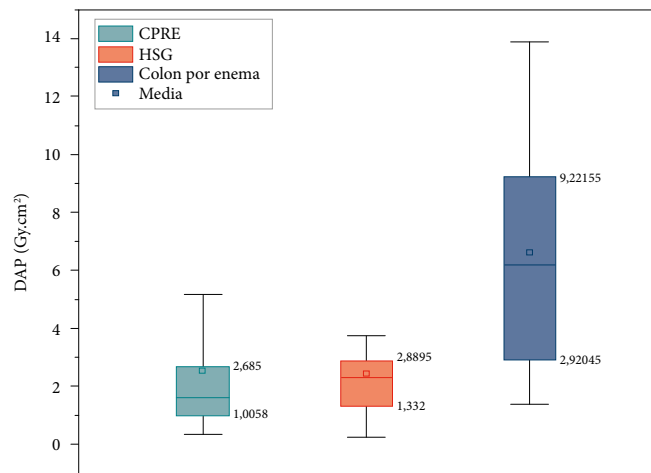


Figura 9. Gráfico de cajas de DAP para procedimientos guiados por fluoroscopia: CPRE, HSG y colon por enema

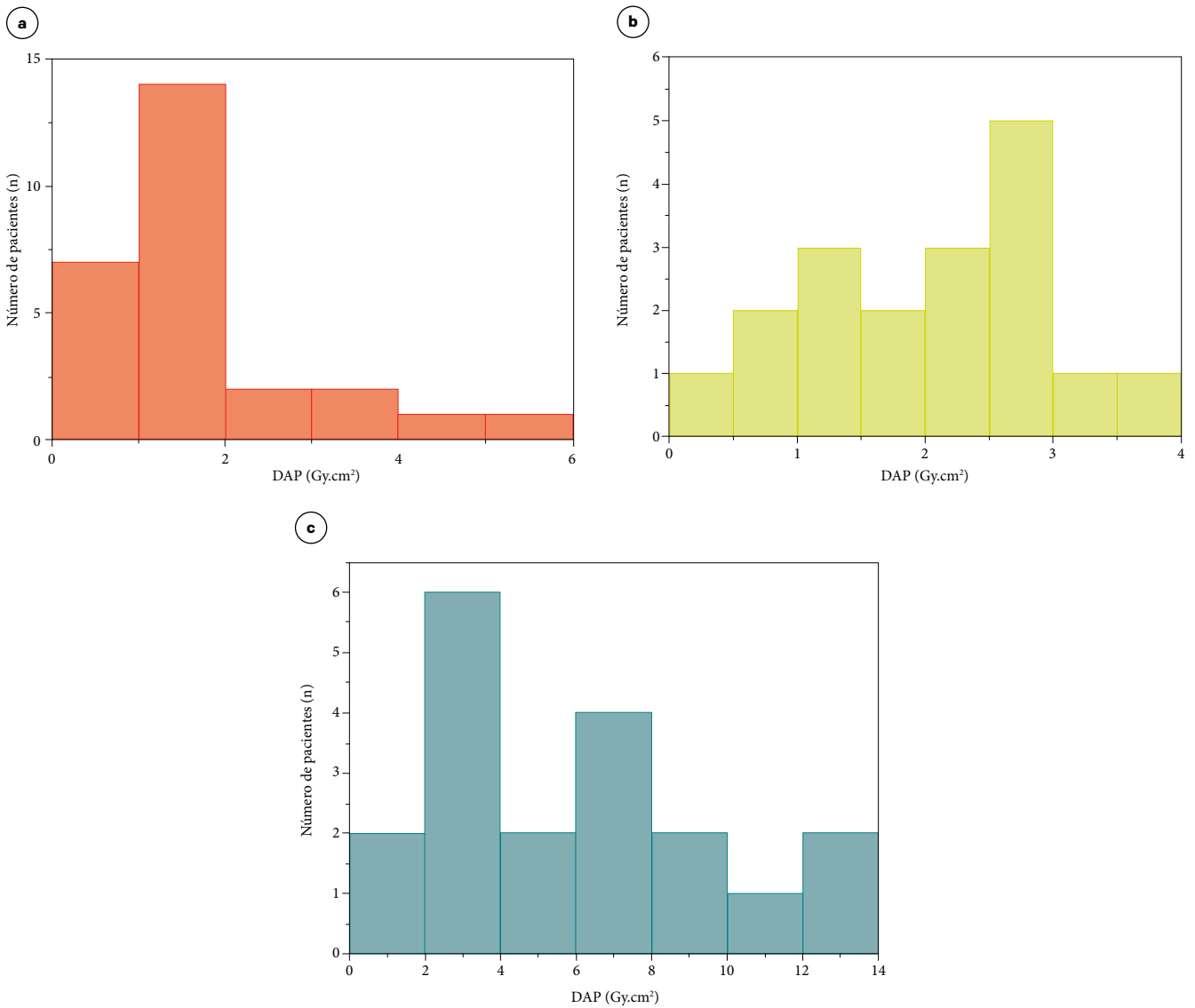


Figura 10. Diagrama de frecuencias del DAP  
a) CPRE; b) HSP; c) colon por enema.

valores de hasta 23 Gy.cm<sup>2</sup>. Vale la pena mencionar que las dosis estimadas entre procedimientos pueden presentar una dispersión considerable debido a los tiempos de exposición, al espesor del área estudiada del paciente y a la posición del tubo de rayos X propia de cada estudio.

Los valores de DAP correspondientes al tercer cuartil del diagrama de cajas para estudios guiados por fluoroscopia se pueden observar en los correspondientes diagramas de frecuencias de las figuras 10a, 10b y 10c.

#### 4. Conclusiones

Los niveles de referencia de dosis en procedimientos diagnósticos derivados de este estudio para SES-HUC han arrojado valores comparables a los publicados por otros autores en análisis semejantes. Los DRL obtenidos presentan diferencias según el tamaño del paciente, por lo que es adecuado clasificar por intervalos de peso como lo recomienda la ICRP [2] y como fue realizado en este trabajo. La clasificación de los estudios por técnicas y parámetros de adquisición como el kVp también han permitido una adecuada comparación con algunas publicaciones.

Las comparaciones con estudios de otros autores pueden llegar a ser desafiantes por la diversidad de métodos aplicados en la conformación y clasificación de la muestra de los grupos; principalmente, se observa una gran heterogeneidad en relación con las clasificaciones por peso, tamaño, género y edad, así como en la definición de la estadística aplicada a la hora de definir los DRL por valores de media, mediana, tercer cuartil, entre otros. El seguimiento de protocolos internacionales puede contribuir a la unificación e intercomparación de resultados entre instituciones [7].

Debe tenerse en cuenta que los DRL deberían actualizarse en caso de cambio de equipo o tecnología, o en caso de cambio del tubo de rayos X; igualmente, sería recomendable realizar actualizaciones de los valores de acuerdo con la obsolescencia del equipo de adquisición de imagen o según la recomendación del ente regulador.

Además del cumplimiento de los requisitos para licenciamiento de equipos emisores de radiación establecidos por los entes reguladores, la evaluación de estos niveles puede ser una herramienta útil para la optimización y el seguimiento de las dosis entregadas a los pacientes a nivel institucional. Esta optimización puede permitir la reducción de la dosis

recibida por los pacientes, sin afectar la calidad de la imagen diagnóstica o, al contrario, aumentar las dosis entregadas con el fin de mejorarla, para así mantenerse dentro de los niveles de referencia institucionales y cumplir siempre con el principio de ALARA (*as low as reasonably achievable*: “tan bajo como sea razonablemente posible”). Posterior a este trabajo, realizaremos la validación dosimétrica de los valores estimados en este estudio.

#### Referencias

- [1] International Atomic Energy Agency (IAEA), “Protección radiológica de los pacientes”. [Internet]. Disponible en <https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content-es/InformationFor/Patients/information-public/index.htm>
- [2] International Commission on Radiological Protection (ICRP). (2017). “Diagnostic reference levels in medical imaging. ICRP Publication 135”. *Ann. ICRP* 46(1). [Internet]. Disponible en <https://www.icrp.org/publication.asp?id=icrp%20publication%20135>.
- [3] Ministerio de Salud y Protección Social. “Resolución 482 de 2018”. [Internet]. Disponible en [https://www.icbf.gov.co/cargues/avance/docs/resolucion\\_minsaludps\\_0482\\_2018.htm](https://www.icbf.gov.co/cargues/avance/docs/resolucion_minsaludps_0482_2018.htm).
- [4] Z. Vawda, R. Pitcher, J. Akudugu *et al.*, “Diagnostic reference levels for paediatric computed tomography,” *South African Journal of Radiology*, vol. 19, n.º 2, pp. 10-13, 2015, <https://doi.org/10.4102/sajr.v19i2.846>.
- [5] M. Benmessaoud, A. Housni, M. Elmabrouki *et al.*, “Derivation of local diagnostic reference levels for common adult computed tomography examinations in Moroccan Hospital,” *Radiation Protection Dosimetry*, vol. 194, n.º 4, pp. 208-213, 2021, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncab095>.
- [6] C. J. D’Orsi, E. A. Sickles, E. B. Mendelson *et al.*, *ACR BI-RADS® Atlas, Breast Imaging Reporting and Data System*, Virginia: American College of Radiology, 2013.
- [7] T. Vanaudenhove, K. V. Slambrouck y A. Fremout, “Niveaux de référence diagnostiques nationaux en radiologie”, Bruselas: Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, 2016.
- [8] M. J. Fontelles, *Bioestadística: aplicada à pesquisa experimental*, vol. 1, São Paulo: Livraria da Física, 2012.
- [9] A. Serra, C. Ramírez, J. Véliz *et al.*, “Valores típicos de dosis para tomografía computada de cerebro en paci-

entes adultos”, *Revista Chilena de Radiología*, vol. 26, n.º 1, pp. 25-31, 2020, <https://doi.org/10.4067/s0717-93082020000100025>.

- [10] A. Almén, J. Guðjónsdóttir, N. Heimland *et al.*, “Establishing paediatric diagnostic reference levels using reference curves – A feasibility study including conventional and CT examinations”, *Physica Medica*, vol. 87, n.º 5, pp. 65-72, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2021.05.035>.
- [11] “National Diagnostic Reference Levels (NDRLs) from 19 August 2019”. [Internet]. UK Government, 2021. Disponible en <https://www.gov.uk/government/publications/diagnostic-radiology-national-diagnostic-reference-levels-ndrls/ndrl>.

## Evaluación del desempeño de tres dispositivos dosimétricos para el control de calidad paciente específico en radiocirugía

*Performance assessment of three dosimetric devices for patient-specific quality control in radiosurgery*

Andrés F. Limas Montaña<sup>1</sup>, Jorge E. Muñoz-Bravo<sup>1,2</sup>

**Citación:** A. Limas y J. Muñoz, “Evaluación del desempeño de tres dispositivos dosimétricos para el control de calidad paciente específico en radiocirugía”, *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares*, n.º 5, pp. 99-108, 2021. <https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.606>

Revista Investigaciones y Aplicaciones

Nucleares, 5, 99-108, 2021

Recibido: 30 de junio de 2021

Aceptado: 29 de septiembre de 2021

Publicado en línea: 23 de diciembre de 2021

Doi: [https://doi.org/10.32685/2590-7468/](https://doi.org/10.32685/2590-7468/invapnuclear.5.2021.606)

invapnuclear.5.2021.606



Esta obra está bajo licencia internacional  
Creative Commons Reconocimiento 4.0.

### Resumen

Se evaluó el desempeño de tres sistemas dosimétricos en el control de calidad paciente específico, para casos de tratamientos de radiocirugía de volúmenes blanco entre 0,7-8,7 cm<sup>3</sup>. Se analizaron veinte planes de tratamiento de radiocirugía realizados con la técnica VMAT, calculados con el TPS Monaco. Se evaluó la dosis a punto con una cámara de ionización *pinpoint* dentro del inserto denominado Cavity Plug<sup>TM</sup> del dispositivo ArcCHECK, y se evaluaron las distribuciones de dosis mediante la función gamma-3D en el sistema ArcCHECK y mediante la función gamma-2D con el sistema dosimétrico conformado por película radiocrómica PRC-EBT3 y escáner Epson 10000XL, aplicando el criterio 5%/2 mm cuando TH = 50%. Usando el modo normal y de alta densidad del dispositivo ArcCHECK se evaluaron planes de tratamiento previamente calculados y aplicados en pacientes, teniendo en cuenta los criterios: 5%/2 mm, 5%/1 mm, 3%/3 mm, 3%/2 mm y 2%/2 mm. La dosis a punto mostró una diferencia menor al ±3,5%, el porcentaje de coincidencia de la función gamma-3D en el ArcCHECK se encontró viable únicamente para el control de calidad de planes de tratamiento de intensidad modulada de volúmenes mayores a 0,7 cm<sup>3</sup>, aplicando el criterio 3%/3 mm y TH = 50%, en modo de alta densidad. La coincidencia gamma-2D en la PRC-EBT3 mostró porcentajes de aprobación gamma entre 91-100% para el criterio 5%/2 mm con TH = 50%; dada su alta resolución espacial, este dispositivo puede proporcionar información de la distribución de la dosis en volúmenes de tratamiento de radiocirugía mayores a 0,7 cm<sup>3</sup> con el uso de un porcentaje de aprobación propuesto arriba del 85% cuando se utiliza el criterio 5%/1 mm y TH = 50%.

**Palabras clave:** control de calidad, paciente específico, ArcCHECK, película radiocrómica

<sup>1</sup> Maestría en Física Médica, Pontificia Universidad Javeriana, Bogotá, Colombia.

<sup>2</sup> Centro Javeriano de Oncología, Hospital Universitario San Ignacio, Bogotá, Colombia.

Autor de correspondencia: Jorge E. Muñoz-Bravo, [jemunoz@husi.org.co](mailto:jemunoz@husi.org.co)

### Abstract

The performance of three dosimetric systems for patient-specific quality control was evaluated for radiosurgery treatments with target volumes between 0.7-8.7 cm<sup>3</sup>. Twenty radiosurgery treatment plans performed using the VMAT technique and calculated using Monaco TPS were analyzed. The point dose was evaluated using a pinpoint ionization chamber, inside the insert known as a Cavity Plug<sup>TM</sup> of the ArcCHECK device, and the dose distributions were evaluated using the gamma-3D function in the ArcCheck system and the gamma-2D function with a dosimetric system composed of PRC-EBT3 radiochromic films and an Epson 10000XL scanner, where the 5%/2 mm criterion was applied for TH = 50%. An evaluation was performed of patient treatment plans, that had been previously calculated and applied, using the normal and high-density modes of the ArcCHECK device, under the following criteria: 5%/2 mm, 5%/1 mm, 3%/3 mm, 3%/2 mm and 2%/2 mm. There was less than a  $\pm 3.5\%$  difference in the point dose for the different criteria, and the percentage of coincidence of the gamma-3D function in the ArcCHECK was only viable for the quality control of intensity-modulated treatment plans with volumes greater than 0.7 cm<sup>3</sup> under the criterion 3%/3 mm and TH = 50% in high-density mode. The gamma-2D coincidence in the PRC-EBT3 showed gamma approval percentages between 91 and 100% under the 5%/2 mm criterion with TH = 50%; this device has a high spatial resolution and can therefore provide information on the dose distribution for radiosurgery treatment volumes above 0.7 cm<sup>3</sup> using a proposed pass rate above 85% under a 5%/1 mm criterion and TH = 50%.

**Keywords:** quality control, patient-specific, ArcCHECK, radiochromic film.

## 1. Introducción

**E**n la radioterapia moderna, en las modalidades de tratamiento con haces modulados en intensidad o arcoterapia conformada para volúmenes pequeños de tratamiento, se ha establecido un requerimiento de calidad denominado *control de calidad paciente específico* (patient-specific quality assurance, PSQA). Este es realizado a través de mediciones experimentales para cada paciente, previo al tratamiento, y busca determinar si la medida de la dosis administrada a un maniquí y la calculada para el paciente coinciden dentro de unas tolerancias aceptables que son definidas por cada institución [1], [2]. Los niveles de tolerancia y acción dependen de varios factores que son particulares y difieren con respecto al sistema de planificación, la unidad de tratamiento, el caso clínico y exactitud de los sistemas dosimétricos disponibles.

En la actualidad encontramos publicaciones que describen las diferentes pruebas [3], [4], [5] que sirven de guía para el control de calidad paciente específico. Al adelantar estas pruebas, un factor importante para asegurar resultados confiables consiste en la elección del equipo y los métodos de medición adecuados a la complejidad de las técnicas de

tratamientos con modulación de intensidad de los haces, o el uso de haces de sección transversal muy pequeños que implican retos en la determinación de la dosis [5].

Las técnicas actuales de administración de dosis se dividen en dos grupos: modalidades conformadas y de intensidad modulada. Para este estudio se utilizó la técnica arcoterapia volumétrica modulada (*volumetric modulated arc therapy*, VMAT) en la que cambia la velocidad angular de rotación del *gantry*, la tasa de dosis y la ubicación de las multihojas durante la administración de la dosis. En comparación con otras modalidades de modulación de intensidad, VMAT mejora la conformidad de la dosis [6], [7], [8].

Los métodos más comunes en el PSQA involucran determinación de dosis a punto mediante cámara de ionización, y la comparación 2D y 3D de las distribuciones de dosis [9], [10]. Entre estos últimos dispositivos, diversos centros usan el sistema ArcCHECK (Sun Nuclear) para comparaciones 3D de distribuciones de dosis, y han reportado sus experiencias [11], [12]. En situaciones en las que se requiera mejorar la resolución de las mediciones, ArcCHECK puede ser utilizado duplicando los puntos de medición, opción que es conocida por el fabricante como modo de *alta densidad*;

aunque este está comercialmente disponible, son pocas las publicaciones que informan de su uso [13], [14]. En el presente estudio, evaluamos el modo de alta densidad, contrastando las mediciones obtenidas con el modo habitual de uso de ArcCHECK al cual hemos denominamos *modo normal*

La dosimetría con película radiocrómica (PRC) se ha convertido en uno de los métodos más utilizados para la verificación del pretratamiento de planes específicos de pacientes. Entre las características que la hacen adecuada para la verificación de dosis de megavoltaje, se encuentran la baja dependencia de energía, la equivalencia tisular, la no dependencia angular de la respuesta, la no necesidad de revelado y su relativo bajo costo [15], [16], [17]. Las versiones actuales de la PRC pueden ser utilizadas para varios rangos de dosis y, debido a su resolución espacial, como dispositivo de dosis para planes de tratamiento altamente conformados. Varios autores han reportado el uso de PRC en el proceso de PSQA para tratamientos de intensidad modulada y han demostrado su compatibilidad con otros métodos de verificación de dosis [18], [19].

El objetivo del presente estudio es comparar tres sistemas de control de calidad de paciente específico para radiocirugía, basados en cámara de ionización, dispositivo ArcCHECK y películas radiocrómicas EBT-3, para así encontrar las ventajas y desventajas de cada uno de ellos y determinar la exactitud en la evaluación de la dosis entregada a volúmenes de tratamiento menores a  $10\text{ cm}^3$ .

## 2. Materiales y métodos

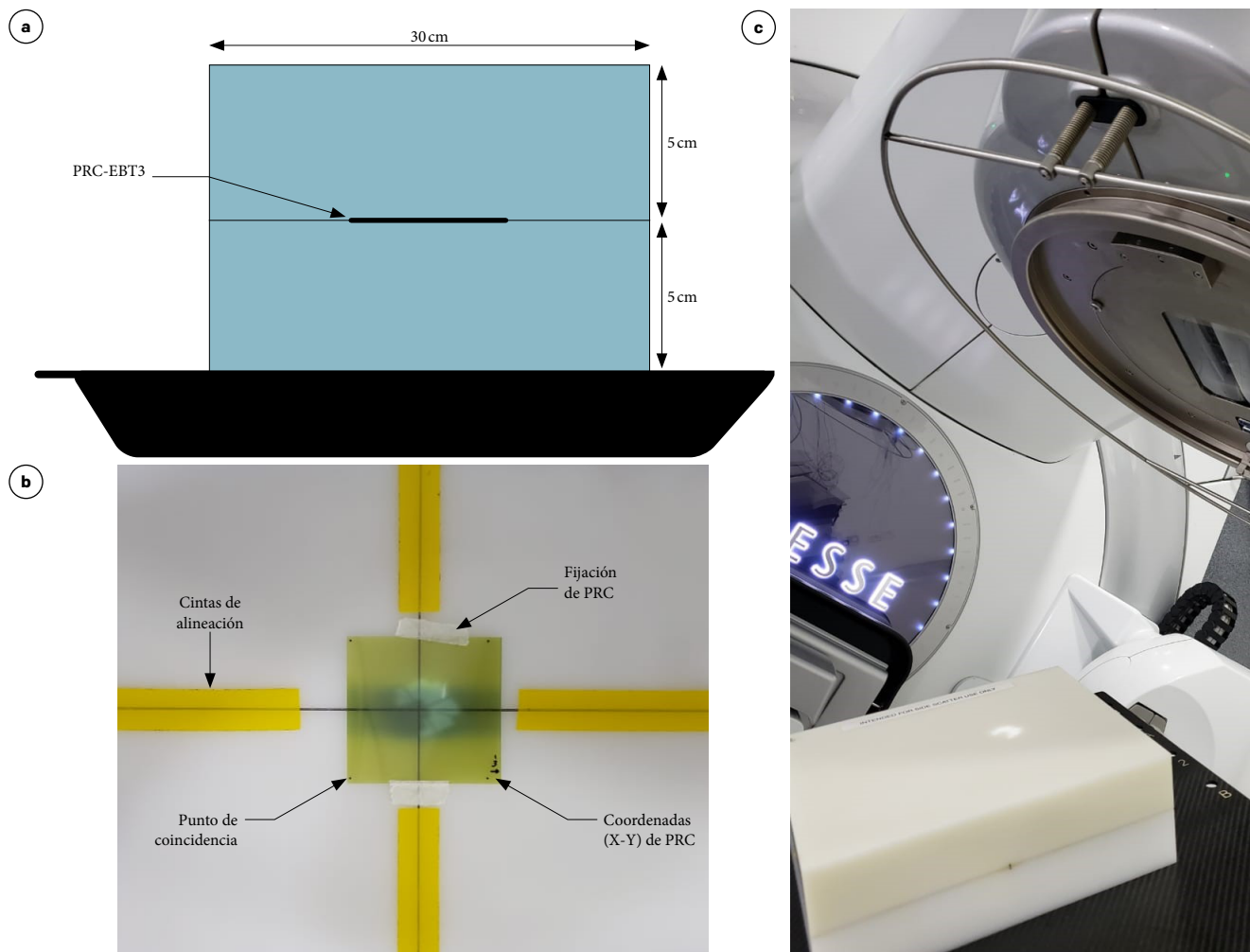
Se realizó el control de calidad paciente específico para 20 planes de tratamiento realizados con la técnica VMAT calculados en el sistema de planeación de tratamiento (SPT) Monaco 5.1. Los blancos a tratar tenían volúmenes de 0,7, 1,4, 2,5, 3,9 y  $8,7\text{ cm}^3$ , 4 pacientes por cada volumen. En todos los casos se utilizó una grilla de cálculo de 2 mm y una incertidumbre estadística por plan del 2 % para el cálculo de la dosis. Como unidad de tratamiento se utilizó el acelerador lineal Axesse de Elekta equipado con el sistema de colimación Beam Modulator y con un haz de 6 MV.

Los planes de tratamiento fueron exportados al sistema MOSAIQ y al sistema de control INTEGRITY de la unidad de tratamiento (un acelerador lineal, Linac, médico modelo Axesse). Se recalcularon los planes de tratamiento para la geometría del dispositivo ArcCHECK (en adelante AC) y un ma-

niquí de láminas de poliestireno donde se ubicaron posteriormente películas radiocrómicas: los resultados se exportaron en formato DICOM al *software SNC Patient* del AC. En una primera etapa, la verificación dosimétrica se realizó midiendo la dosis a punto con la cámara de ionización *pinpoint* modelo PTW-31016 y electrómetro PTW-UNIDOS E colocada en el interior de un inserto cilíndrico en acrílico del AC. La distribución de dosis 3D fue verificada en 3D con el dispositivo ArcCHECK<sup>TM</sup> y en 2D con la película radiocrómica EBT3, junto con el escáner Epson 10000XL. Previo a las adquisiciones dosimétricas de los planes de tratamiento en los maniqués (AC y láminas), se calibró el arreglo de detectores del AC de acuerdo con las recomendaciones del fabricante [20].

Se usaron las PRC de la firma fabricante Ashland Inc. con número de lote 2004744 con formato rectangular de  $20,32\text{ cm} \times 25,4\text{ cm}$  y fueron manipuladas y analizadas según las recomendaciones de la AAPM TG 55 [19]. La curva de calibración de las películas se obtuvo irradiando 8 recortes de  $6,7\text{ cm} \times 6,4\text{ cm}$  en diferentes niveles de dosis comprendidos entre [0-3] Gy en pasos de 0,3 Gy. Antes de ser irradiadas, las películas se marcan en las esquinas; esto facilita su alineación con las referencias del dispositivo conformado por dos láminas de poliestireno, cada una de  $30\text{ cm} \times 30\text{ cm}$  y 5 cm de espesor (figuras 1a y 1b). En una de las esquinas de cada bloque se marcaron las coordenadas X-Y que deben ser coincidentes con las coordenadas del Linac (figura 1b). Todas las películas fueron irradiadas y escaneadas manteniendo la orientación utilizada para su colocación en la mesa de tratamiento para eliminar cualquier dependencia con la posición y orientación de las PRC (figura 1c). En el procesamiento de las PRC se utilizó el *software Epson Expression* configurado en modo transmisión, con una resolución de escaneo de 75 pixeles por pulgada (75 pp) en el canal rojo, sin realizar correcciones de color y guardando las imágenes en formato TIFE.

La cámara de ionización fue colocada en la cavidad del inserto Cavity Plug<sup>TM</sup> del AC para obtener la medida de la dosis en el isocentro. En cada uno de los casos, la dosis medida  $D_{med}$  fue obtenida con el sistema electrómetro-cámara, siguiendo el cálculo de la dosis a punto según el TecDoc 398 [21], con un factor de corrección por la densidad electrónica de las láminas de poliestireno y comparada con la calculada por el TPS,  $D_{cal}$  y la dosis prescrita  $D_{pres}$ . La diferencia porcentual de dosis (DD) para cada uno de los volúmenes fue calculada mediante:



**Figura 1.** a) Esquema: maniquí conformado por dos láminas de poliestireno y la PRC; b) PRC fija en una de las láminas rectangulares coincidiendo en 4 puntos, con igual ubicación de coordenadas (X-Y) que el Linac y proyección de la retícula en gantry y colimador en 0° sobre 4 cintas para alineación; c) Centrado del dispositivo en el isocentro para realizar la medida

$$DD(\%) = \frac{D_{cal} - D_{med}}{D_{pres}} 100\% \quad (1)$$

Para la medición volumétrica de la distribución de la dosis, el dispositivo AC se ubica en el isocentro del Linac, para lo cual se verifica la coincidencia de la proyección del campo de luz con el retículo y las líneas longitudinal y coronal del AC, utilizando un campo de  $20 \times 20 \text{ cm}^2$  con gantry en  $90^\circ$ ,  $180^\circ$  y  $270^\circ$ . Las mediciones se realizaron en los dos modos de operación: el primero, denominado *modo normal* (N), se basa en el posicionamiento y toma de una sola medición, y el segundo, *modo alta densidad* (AD), que consiste en combinar las mediciones en modo N y repetir las medidas, repositonando el AC  $\pm 5 \text{ mm}$  y con una rotación de  $2,72^\circ$ .

Con el aumento de los puntos usados en la medición se logra aumentar la resolución espacial, y se reduce a la mitad el espacio entre detectores (0,5 mm). Para la comparación de los planes calculados por el TPS y las medidas con AC y PRC se usó el *software SNC Patient™* en su versión 8.3.

La comparación 2D y 3D se adelantó a partir de los criterios de análisis gamma con diferencia de dosis (%)/distancia al acuerdo (mm): 5%/2 mm, 5%/1 mm y se compararon los modos de medición N y AD con los criterios: 3%/3 mm, 3%/2 mm y 2%/2 mm. La comparación gamma se realizó con una normalización respecto a la dosis máxima dentro de la región evaluada, con un umbral (de aquí en adelante TH) de 10%.



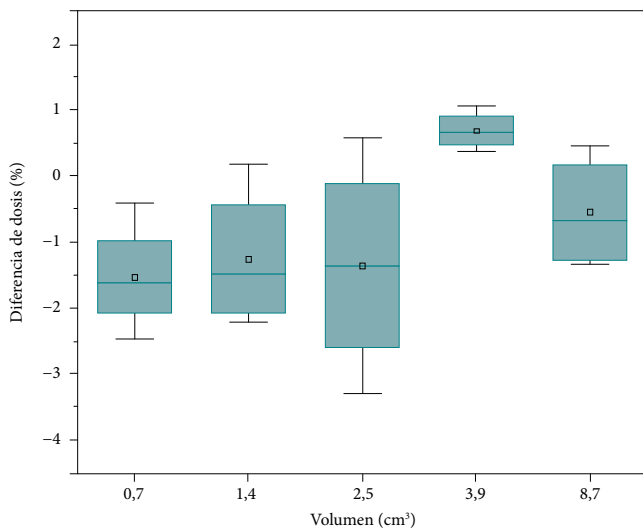
### 3. Resultados

#### 3.1 Dosis a punto

La comparación entre la dosis medida y el cálculo en el TPS se analizó mediante un gráfico de caja y bigotes, como se muestra en la figura 2. La dosis media (línea horizontal en el cajón) para los volúmenes 0,7 cm<sup>3</sup>; 1,4 cm<sup>3</sup>; 2,5 cm<sup>3</sup>; 3,9 cm<sup>3</sup> y 8,7 cm<sup>3</sup> fue respectivamente -1,5%; -1,3%; -1,4%; 0,7% y -0,6%; el valor negativo representa una medida de dosis mayor que la reportada al TPS según la ecuación (1). En función del volumen, la variabilidad entre múltiples mediciones de dosis se determinó como el rango intercuartílico (RIC), donde el volumen de 2,5 cm<sup>3</sup> mostró la mayor variabilidad con un 3,1% y el volumen de 3,9 cm<sup>3</sup> la menor (0,5%). El mayor RIC se encontró para los volúmenes de 0,7 cm<sup>3</sup>; 1,4 cm<sup>3</sup>; 2,5 cm<sup>3</sup>, que corresponden a los volúmenes más pequeños aquí estudiados. Los bigotes indican el dato más bajo y el más alto dentro 1,5 del RIC, donde para todos los casos la diferencia puntual se encontró dentro del rango  $\pm 3,5\%$ .

#### 3.2 Análisis gamma-3D para ArcCHECK

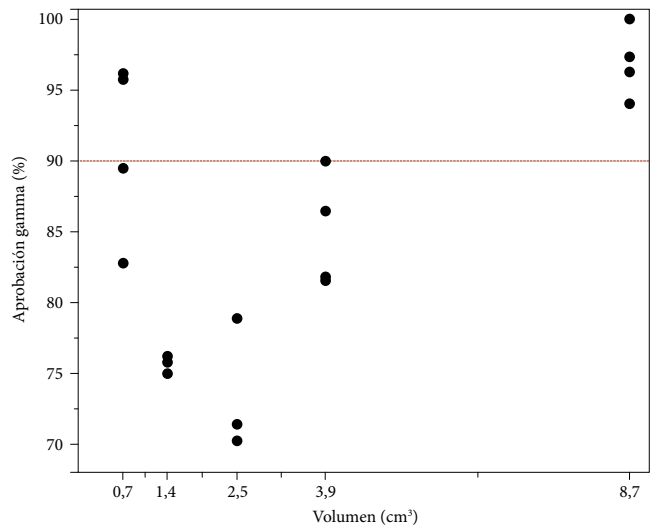
Los resultados porcentaje de coincidencia gamma obtenidos con AC en modo normal son presentados en la figura 3. Al recurrir al criterio de evaluación 5%/2 mm y un rango de aprobación arriba del 90% (línea magenta), se obtuvieron porcentajes comprendidos entre 70-100%; los resultados para el volumen de 8,7 cm<sup>3</sup> están entre 94,1-100%. Los



**Figura 2.** Diferencia de dosis porcentual en relación al volumen, en cada caso hay 4 planeaciones de tratamiento mediante la técnica VMAT

resultados muestran que el dispositivo AC parece no ser adecuado para medir la distribución de dosis en volúmenes en el orden de 8 cm<sup>3</sup> o inferiores.

Un aspecto importante en el PSQA con AC es la correcta ubicación. Diferencias pequeñas (menores a 1 mm) en el posicionamiento del dispositivo entre múltiples mediciones pueden dar como resultados diferencias significativas del porcentaje de aprobación gamma en estos volúmenes pequeños. La tabla 1 muestra los resultados del análisis gamma-3D de cinco planes repetidos en dos días diferentes donde se observa que no son reproducibles; se pueden presentar situaciones en las cuales los resultados se mantienen, mejoran o se ven reducidos. También se evaluó la dependencia de la reproducibilidad con respecto al criterio de evaluación, repitiendo el análisis gamma usando el criterio 5%/1 mm y TH = 50%, encontrando que se mantiene el mismo comportamiento.



**Figura 3.** Porcentajes de aprobación gamma-3D con el dispositivo ArcCHECK en modo N al utilizar el criterio 5%/2 mm y TH = 50%

**Tabla 1.** Porcentaje de aprobación gamma-3D con el dispositivo ArcCHECK en modo N, utilizando los criterios 5%/2 mm y 5%/1 mm con TH = 50% para dos días diferentes de una misma medida al volumen

Volumen (cm <sup>3</sup> )	$\gamma$ (5%/2 mm)		$\gamma$ (5%/1 mm)	
	Día 1	Día 2	Día 1	Día 2
0,7	82,8	84,2	48,3	31,6
1,4	75,9	61,3	62,1	59,4
2,5	84,8	80,6	61,3	67,7
3,9	90,0	90,0	80,0	80,0
8,7	68,8	92,6	53,1	92,6

### 3.3 Mediciones en modo alta densidad (AD)

La figura 4 muestra el entorno del *software SNC Patient* para la evaluación gamma cuando se usa el dispositivo AC en modo AD. El *software* permite visualizar la distribución de la dosis medida y la obtenida por el TPS (figuras 4a y 4b), donde hay un aumento en la resolución espacial de los puntos de medición que es característico del modo alta densidad. En el caso que se presenta, el criterio de evaluación fue de 3%/3mm con TH=50%, obteniendo puntos calientes y fríos (figuras 4c y 4d).

La tabla 2 presenta los resultados para el modo AD. Al trabajar los criterios 5%/2 mm y 5%/1 mm en AD, la coincidencia es menor; en volúmenes menores a 10 cm<sup>3</sup> el porcentaje de aprobación correcto es el del modo AD, debido a la mejora en la resolución espacial en la medida. Aquí se

observan porcentajes de aprobación superiores al 95 % únicamente en el criterio de evaluación 3%/3 mm bajo la limitación del umbral del 50. Esto significa que ArcCHECK no debe ser usado como sistema dosimétrico en procedimientos de PSQA de tratamientos en radiocirugía, debido a que no satisface el porcentaje de aprobación bajo los criterios 5%/2 mm y 5%/1 mm, pero sí es posible utilizarlo como sistema PSQA en tratamientos de intensidad modulada cuyos volúmenes blancos estén en el rango de 0,7-8,7 cm<sup>3</sup>, donde se pueda aceptar un umbral del 50 % con el criterio 3%/3 mm.

### 3.4 Análisis gamma-2D para EBT-3

Se analizaron un total de 20 PRC, con un tiempo entre la irradiación y análisis de 168 horas (tiempo necesario para

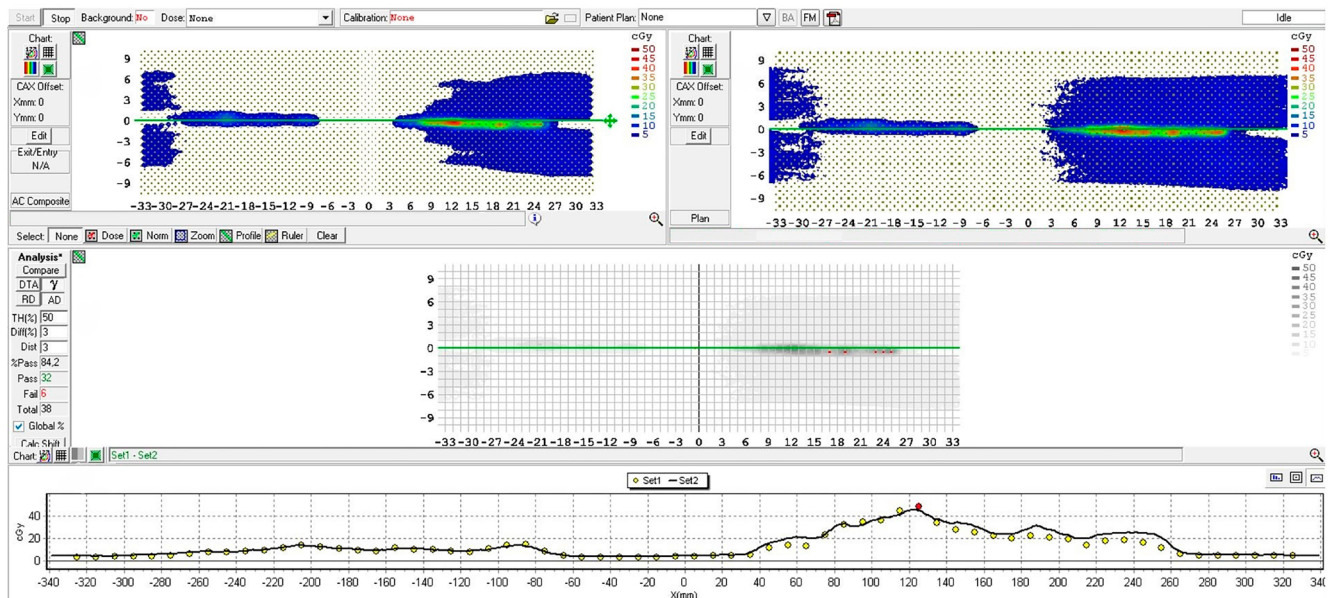


Figura 4. Entorno de visualización del software SNC Patient

a) Distribución de dosis medida con el dispositivo ArcCHECK; b) Distribución obtenida por el TPS Monaco; c) Izquierda: panel de evaluación gamma; derecha: comparación de zonas frías y calientes (puntos de color azul y rojo, respectivamente); d) Perfil de dosis calculado por el TPS (línea de color negro) y distribución de puntos evaluados que cumplen con el criterio gamma (color amarillo) y los que presentan un fallo (color rojo).

Tabla 2. Porcentaje de coincidencia gamma-3D en modo normal (N) y alta densidad (AD) para los criterios 5%/2 mm, 5%/1 mm, 3%/3 mm, 3%/2 mm y 2%/2 mm en función del tamaño del volumen blanco al utilizar un TH = 50 %

Volumen (cm <sup>3</sup> )	γ (5%/2 mm)		γ (5%/1 mm)		γ (3%/3 mm)		γ (3%/2 mm)		γ (2%/2 mm)	
	N	AD	N	AD	N	AD	N	AD	N	AD
0,7	84,2	73,5	31,8	36,8	93,4	90,4	87,7	83,6	70,7	67
1,4	61,3	58,5	59,4	56,4	92,6	96,1	84,6	85,7	70	69,7
2,5	80,6	81,1	67,7	67,9	98,2	97	92,9	90,8	85,5	74,9
3,9	90	90,6	80	78,1	97,3	96,9	91,1	87,1	80,8	80,4
8,7	92,6	87,6	92,6	77,2	98,1	98,5	95,7	91,7	94,4	89

que se alcance el máximo de saturación de la densidad óptica [22], [23]). Las figuras 5a y 5b presentan, respectivamente, el resultado de la distribución de dosis medida con el dispositivo PRC-escáner y calculada por el TPS en un corte coronal. La coincidencia gamma-2D para un plan de tratamiento de volumen 0,7 cm<sup>3</sup> fue de 100 % al utilizar el criterio de 5 %/2 mm con TH=50 % (ver figuras 5d y 5e), donde se observa el perfil de la PRC (en magenta), coincidiendo con el cálculo del TPS hasta la extensión de la película.

El perfil de dosis que se obtuvo no es homogéneo, se tiene un perfil de dosis característico de los campos pequeños [24], [25], [26]. Los resultados del PSQA con el sistema PRC-escáner se muestran en la figura 6 con criterio de evaluación 5%/2 mm, y en la tabla 3 junto al criterio 5%/1 mm.

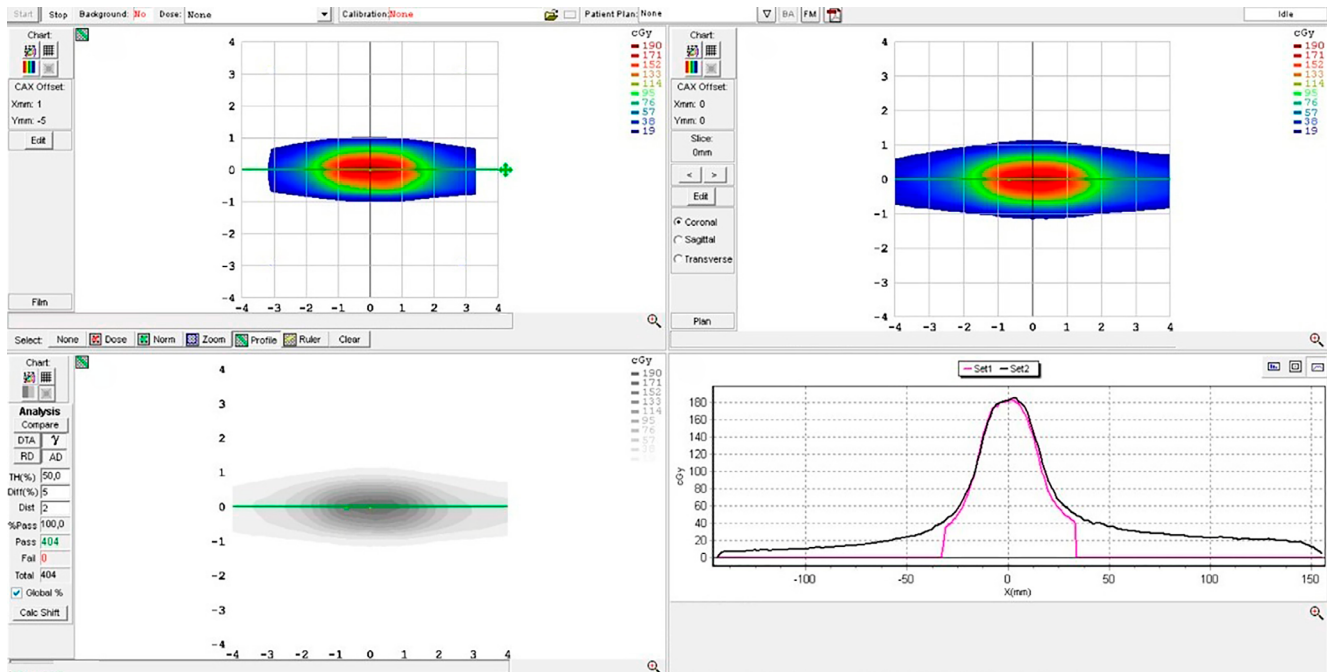
Se observa que el porcentaje de aprobación está arriba del 90 % al utilizar el criterio 5%/2 mm con TH=50 %, y si se propone un criterio 5%/1 mm con TH=50 % el porcentaje de aprobación está por encima del 85 %, lo cual es adecuado para evaluar procedimientos de PSQA de radiocirugía de dosis única donde se debe garantizar exactitud submilimétrica en la entrega de la dosis.

**4. Discusión**

Se evaluó la viabilidad de los sistemas dosimétricos cámara de ionización-electrómetro, ArcCheck (AC) y película radiocrómica (PRC)-escáner en el control de calidad paciente específico en volúmenes de tratamiento entre 0,7-8,7 cm<sup>3</sup>.

**Tabla 3.** Porcentaje de coincidencia gamma-2D para los criterios 5%/2 mm y 5%/1 mm con TH = 50 % en función del tamaño del volumen blanco en relación con los resultados de la tabla 2

Volumen (cm <sup>3</sup> )	γ(5%/2 mm)				γ(5%/1 mm)			
	PRC	TPS	PRC	TPS	PRC	TPS	PRC	TPS
0,7	98,0	100,0	98,8	91,7	97,2	94,8	97,8	89,8
1,4	98,4	95,1	93,5	97,4	90,1	89,1	83,8	76,7
2,5	96,7	97,7	92,5	92,5	88,2	92,0	92,0	96,3
3,9	97,4	98,6	93,2	97,1	85,6	94,1	93,1	95,7
8,7	98,8	97,3	94,6	97,0	97,5	96,9	94,3	75,9



**Figura 5.** Entorno de visualización del software SNC Patient para un volumen de 0.7 cm<sup>3</sup>  
 a) Distribución de dosis medida con el dispositivo PRC-escáner; b) Distribución de dosis obtenida por el TPS Monaco en un corte coronal; c) Izquierda: panel de evaluación gamma criterio 5%/2 mm con TH = 50 %; derecha: comparación de zonas frías y calientes (0 puntos de fallos); y d) Perfil de dosis calculado por el TPS (línea de color negro) y la obtenida experimentalmente (magenta).

El sistema dosimétrico cámara de ionización-electrómetro, aunque no proporciona información de la distribución de la dosis en el procedimiento PSQA, es un dispositivo confiable de información unidimensional para evaluar la exactitud de tratamientos de volúmenes blanco entre 0,7-8,7 cm<sup>3</sup>, debido a que el volumen de la cámara de ionización tipo *pinpoint* es de 0,016 cm<sup>3</sup>.

En trabajos previos, Ramachandran *et al.* [9] evaluaron la confiabilidad del dispositivo ArcCHECK y de la película radiocrómica, trabajando criterios de evaluación 3%/3 mm, 3%/2 mm, 3%/1 mm y 2%/2 mm, para casos de radiocirugía, encontrando que el sistema PRC-escáner era el dispositivo que daba mayor exactitud, independientemente del criterio de evaluación. En el caso del dispositivo AC, sus resultados mostraron una coincidencia con los porcentajes de aprobación gamma 2D de la PRC al utilizar el criterio 3%/3 mm con TH = 10%.

Keogh *et al.* [13] reportaron el resultado de evaluar el comportamiento del ArcCHECK en modo alta densidad para volúmenes de tratamiento ≤ 40 cm<sup>3</sup>, en su trabajo utilizaron los criterios de evaluación gamma: 3%/2 mm y 2%/2 mm en donde se reporta que para los volúmenes mayores a 7 cm<sup>3</sup> no hay diferencias significativas con respecto al modo normal.

Hemos encontrado que el modo normal de operación del AC no presenta diferencias significativas en los porcentajes de aprobación cuando se utiliza el criterio 3%/3 mm con TH = 50%, lo cual permite ser utilizado para PSQA y esto concuerda con los resultados reportados por Montes *et al.* [14], la diferencia encontrada al comparar el modo normal y alta densidad con el criterio 3%/3 mm de la tabla 2 fue del 5%, el cual coincide con [14] y es igual para volumen mayor a 7 cm<sup>3</sup> como lo reporta Keogh *et al.* [13].

A partir de los resultados de las múltiples mediciones realizadas con el dispositivo ArcCHECK, se evidenció una baja reproducibilidad del posicionamiento del dispositivo para analizar la función gamma en volúmenes entre 0,7-8,7 cm<sup>3</sup> al utilizar criterios con DTA menores a 3 mm, por lo cual constatamos que no es un dispositivo adecuado para las modalidades de tratamiento de radiocirugía; sin embargo, es posible utilizarlo en técnicas de intensidad modulada bajo el criterio 3%/3 mm con TH = 50%.

El dispositivo PRC-escáner es confiable para la evaluación de volúmenes blanco entre 0,7-8,7 cm<sup>3</sup> al utilizar la función gamma-2D, pero se pierde información tridimen-

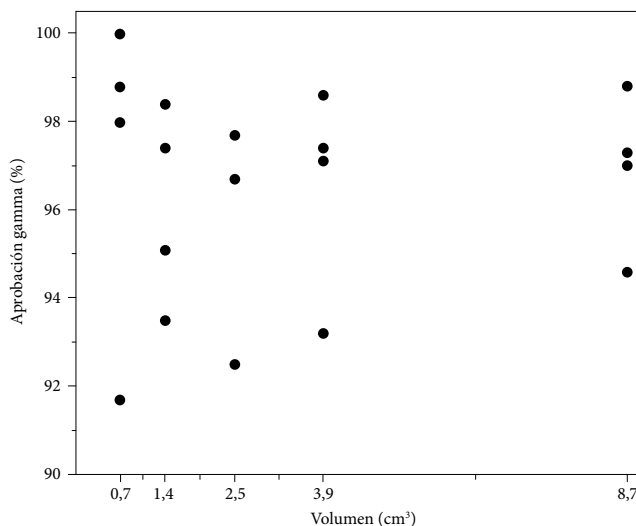


Figura 6. Porcentaje de coincidencia gamma-2D con PRC en función del volumen para 20 planes de tratamiento de VMAT utilizando el criterio 5%/2 mm con TH = 50%

sional del volumen blanco evaluado. Este sistema requiere de experticia en la manipulación de la PRC y de un control de tiempos entre la calibración y el procedimiento PSQA, para no afectar el análisis posterior a su digitalización, otro de estos cuidados es establecer la región de interés evitando los 4 puntos de coincidencia y las coordenadas (X, Y) de la PRC para que en la comparación dosimétrica estas marcas no sean consideradas. La alineación de la distribución de la dosis medida con la del TPS se realiza de forma manual realizando desplazamiento en X y Y evaluando la coincidencia en los perfiles de dosis de forma horizontal, vertical y diagonal. Para llevar al dispositivo PRC-escáner a ser un sistema de PSQA, se requiere una calibración en un tiempo corto donde la PRC no alcanza la saturación de la densidad óptica, como se sugiere en [27], [28].

Al comparar los resultados entre el AC (figura 3) y el sistema PRC EBT-3 (figura 6) para el criterio de evaluación 5%/2 mm, se tiene que la película radiocrómica presenta mayor exactitud independiente del volumen de tratamiento, resultados que no son adecuados para el AC debido a su baja resolución espacial.

### 5. Conclusiones

Un factor importante en el control de calidad paciente específico consiste en elegir el equipo y los métodos de medición

adecuados para la modalidad de tratamiento que requiera el paciente. Encontramos que la determinación de dosis a punto con el sistema dosimétrico cámara de ionización *pinpoint*-electrómetro es un procedimiento confiable en volúmenes mayores de 0,7 cm<sup>3</sup>; sin embargo, tiene la desventaja de no aportar información acerca de la distribución de la dosis. El dispositivo ArcCHECK es un sistema de verificación de dosis adecuado para las mediciones dosimétricas en volúmenes entre 0,7-8,7 cm<sup>3</sup> cuando es utilizando en modo alta densidad, bajo los criterios de evaluación para la función gamma-3D de 3%/3 mm con TH=50%. Debido a su alta resolución espacial, el sistema dosimétrico de película radiocrómica-escáner demostró ser confiable para evaluar la exactitud en la administración de tratamientos de radiocirugía incluso con criterios de bajo DTA como 5%/2 mm y 5%/1 mm cuando TH=50%, en volúmenes de tratamiento mayores a 0,7 cm<sup>3</sup>.

El sistema dosimétrico PRC-escáner, además de ser el más exacto y de brindar mayor información para el análisis dosimétrico de paciente específico en tratamientos de radiocirugía, fue implementado en sitio a bajo costo, al utilizar 2 láminas de poliestireno, unas dimensiones de 6,7 cm × 6,4 cm de película radiocrómica y un escáner horizontal como el EPSON 10000XL, y su análisis al emplear una herramienta del *software SNC Patient* específico del dispositivo Arc-Check.

### Agradecimientos

Agradecemos al Centro de Oncología Javeriana (CJO) del Hospital Universitario San Ignacio, por facilitarnos sus instalaciones y equipos para realizar el presente estudio. Agradecemos al grupo de Física Médica del CJO por las discusiones académicas entorno al proceso del control de calidad de paciente específico.

### Referencias

- [1] M. Miften, A. Olch, D. Mihailidis *et al.*, "Tolerance limits and methodologies for IMRT measurement-based verification QA: Recommendations of AAPM Task Group n.º 218", *Medical Physics Journal*, vol. 45, n.º 4, abr., pp. e53-e83, 2018. <https://doi.org/10.1002/mp.12810>
- [2] M. Alber, S. Broggi, C. De Wagter *et al.*, *Guidelines for the verification of IMRT. ESTRO Booklet N.º 9. Brussels*, Bélgica: ESTRO, 2008.
- [3] *Aspectos físicos de la garantía de calidad en radioterapia: Protocolo de control de calidad*, International Atomic Energy Agency, IAEA TECDOC N.º 1151, Spanish IAEA-TECDOC-1151, 2000.
- [4] E. Van der Wal *et al.*, *NCS Report 22: Practice for the Quality Assurance and Control for Intensity Modulated Radiotherapy*. Delft, NL: NCS, 2013.
- [5] A. Mans *et al.*, *NCS Report 24: The NSC code of practice for the quality assurance and control for volumetric modulated arc therapy*. Delft, NL: NCS, 2015.
- [6] T. Kataria *et al.*, "Dosimetric comparison between Volumetric Modulated Arc Therapy (VMAT) vs. Intensity Modulated Radiation Therapy (IMRT) for radiotherapy of mid esophageal carcinoma", *Journal of Cancer Research and Therapeutics*, vol. 10, n.º 4, pp. 871-877, 2014. <https://doi.org/10.4103/0973-1482.138217>
- [7] L. Yin, H. B. Govardhan, D. Gupta *et al.*, "Volumetric-modulated arc therapy vs c-IMRT in esophageal cancer: A treatment planning comparison", *World Journal of Gastroenterology*, vol. 18, n.º 37, pp. 5266-5275, 2012. <https://doi.org/10.3748/wjg.v18.i37.5266>
- [8] D. Pokhrel, M. Halfman y L. Sanford, "A simple, yet novel hybrid-dynamic conformal arc therapy planning via flattening filter-free beam for lung stereotactic body radiotherapy", *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, vol. 21, n.º 6, pp. 83-92, 2020. <https://doi.org/10.1002/acm2.12868>
- [9] P. Ramachandran, A. Tajaldeen, D. Taylor *et al.*, "Evaluation and performance of ArcCheck and film using gamma criteria in pre-treatment quality assurance of stereotactic ablative radiotherapy", *Journal of Medical Physics*, vol. 42, n.º 4, pp. 251-257, 2017. [https://doi.org/10.4103/jmp.JMP\\_132\\_16](https://doi.org/10.4103/jmp.JMP_132_16)
- [10] A. Sola, "Radioterapia de intensidad modulada (IMRT)", *Revista Médica Clínica Las Condes*, vol. 22, n.º 6, pp. 384-843, 2011. [https://doi.org/10.1016/S0716-8640\(11\)70496-5](https://doi.org/10.1016/S0716-8640(11)70496-5)
- [11] M. Aristophanous, Y. Suh, P. C. Chii *et al.*, "Initial clinical experience with ArcCHECK for IMRT/VMAT QA", *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, vol. 17, n.º 5, pp. 20-33, 2016. <https://doi.org/10.1120/jacmp.v17i5.6118>
- [12] L. Yu, T. L. S. Tang, N. Cassim *et al.* "Analysis of dose comparison techniques for patient-specific quality assurance

- in radiation therapy”, *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, vol. 20, n.º 11, pp. 189-198, 2019. <https://doi.org/10.1002/acm2.12726>
- [13] S. Keogh, S. O’keeffe, P. McBride *et al.*, “EP-23607: SABR patient-specific QA measurement strategy. Stereotactic ablative radiotherapy”, en *Stereotactic Ablative Radiotherapy 2015* [Internet]. 2015. Disponible en: <https://www.eposters.net/poster/sabr-patient-specific-qa-measurement-strategy>
- [14] E. Montes, I. Modolell, R. de Blas *et al.*, “EP-1383: Experimental evaluation of high density ArcCHECK mode for SBRT verification”, *Radiotherapy & Oncology*, vol. 115, sup. 1, pp. S746-S747, 2015. [https://doi.org/10.1016/S0167-8140\(15\)41375-1](https://doi.org/10.1016/S0167-8140(15)41375-1)
- [15] T. Santos, T. Ventura y M. Lopes, “A review on radiochromic film dosimetry for dose verification in high energy photon beams”, *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 179, pp. 109-217, 2021. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2020.109217>
- [16] S. Devic, J. Seuntjens, G. Hegyi *et al.*, “Dosimetric properties of improved GafChromic films for seven different digitizers”, *The International Journal of Medical Physics Research and Practice*, vol. 31, n.º 9, pp. 2392-2401, 2004. <https://doi.org/10.1118/1.1776691>
- [17] N. Nalbant, D. Kesen y B. Hatice, “Pre-treatment dose verification of IMRT using gafchromic Ebt3 film and 2D-Array”, *Journal of Nuclear Medicine & Radiation Therapy*, vol. 5, n.º 3, pp. 1-6, 2014. <https://doi.org/10.4172/2155-9619.1000182>
- [18] M. Hussein, P. Rowshanfarzad, M. Ebert *et al.*, “A comparison of the gamma index analysis in various commercial IMRT/VMAT QA systems”, *Radiotherapy and Oncology*, vol. 109, n.º 3, pp. 370-376, 2013. <https://doi.org/10.1016/j.radonc.2013.08.048>
- [19] A. Niroomand-Rad, S.-T. Chiu-Tsao, M.P. Grams *et al.* “Radiochromic Film Dosimetry. American Association of Physicists in Medicine (AAPM) Report 55”, *The International Journal of Medical Physics Research and Practice*, vol. 47, n.º 12, pp. 5986-6025, 2020. <https://doi.org/10.1002/mp.14497>
- [20] *ArcCHECK Reference Guide*, 3a. ed., Sun Nuclear Corporation, Melbourne, FL, EE. UU., 2013, pp. 15-34.
- [21] *Technical Reports Series N.º 398: Absorbed dose determination in external beam radiotherapy*, International Atomic Energy Agency, Viena: IAEA, 2000.
- [22] R. Arráns, H. Miras, M. Ortiz *et al.*, “Dosimetría con películas radiocrómicas”, *Revista de Física Médica*, vol. 10, n.º 2, jul., pp. 82-104, 2009.
- [23] L. Ramos y J. Pérez, “Improving the calibration of radiochromic films by the use of uncertainties in optical density and dose”, *The International Journal of Medical Physics Research and Practice*, vol. 53, n.º 7, pp. 071726-071727, 2013. <https://doi.org/10.1118/1.4811238>
- [24] “Report 91. Prescribing, recording, and reporting of stereotactic treatment with small photo beams”, *Journal of the International Commission on Radiation Units and Measurements*, vol. 14, n.º 2, pp. 1-160, 2017. <https://doi.org/10.1093/jicru/ndx017>
- [25] “Dosimetry of small static fields used in external beam radiotherapy”, International Atomic Energy Agency, Viena, Technical Reports Series n.º 483, 2017.
- [26] I. J. Das, G. Ding y A. Ahnesjö, “Small fields: nonequilibrium radiation dosimetry”, *The International Journal of Medical Physics Research and Practice*, vol. 35, n.º 1, pp. 206-215, 2008. <https://doi.org/10.1118/1.2815356>
- [27] J. Son, T. Baek, B. Lee *et al.*, “A comparison of the quality assurance of four dosimetric tools for intensity modulated radiation therapy”, *Radiology and Oncology*, vol. 49, n.º 3, pp. 307-313, 2015. <https://doi.org/10.1515/raon-2015-0021>
- [28] D. Lewis, A. Micke, Y. Xiang *et al.*, “An efficient protocol for radiochromic film dosimetry combining calibration and measurement in a single scan”, *The international Journal of Medical Physics Research and Practice*, vol. 39, n.º 10, pp. 6339-6350, 2012. <https://doi.org/10.1118/1.4754797>

La *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares (IAN)* es una publicación científica seriada del Servicio Geológico Colombiano (SGC). La revista es una nueva versión de la *Revista Nucleares* del antiguo Instituto de Asuntos Nucleares, treinta años después de que apareciera su primer número en 1986.

La *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* publica artículos científicos inéditos de investigación científica y tecnológica, de reflexión, de revisión, artículos cortos o reportes de caso sobre los usos pacíficos de la ciencia y de las tecnologías nucleares, así como de la investigación en reactores nucleares, aplicaciones radiactivas y nucleares, metrología de las radiaciones ionizantes, aplicaciones en neutrónica, irradiación de materiales, tópicos selectos en geocronología e isotopía, protección radiológica y en modelado, simulación y prospectiva.

Se admiten artículos en español o inglés de autores vinculados o no vinculados al Servicio Geológico Colombiano. Su periodicidad es anual y se publica de forma digital en la página web del Servicio Geológico Colombiano, e impresa, bajo la política de acceso abierto.

Se permite la reproducción total o parcial de los artículos publicados bajo el adecuado reconocimiento a la fuente y la indicación sobre cambios realizados o adaptaciones

#### **Proceso de arbitraje**

La revisión de los artículos estará sujeta a un estricto proceso de evaluación por dos pares nacionales o internacionales seleccionados por el Comité Editorial. De acuerdo con el resultado de la evaluación se decidirá su publicación o se sugerirán modificaciones. El Comité Editorial podrá rechazar, sugerir cambios o realizar modificaciones al estilo literario sin alterar el contenido científico. Los artículos aceptados para publicación serán revisados en su versión final por cada uno de los autores. La sola participación en las convocatorias de recepción de artículos no garantiza la publicación de los trabajos enviados.

Se verificará en primera instancia el cumplimiento de todos los criterios de presentación establecidos por la *Revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares* en las instrucciones a los autores. Posteriormente se iniciará el proceso de evaluación, el cual es completamente anónimo para evaluadores y autores. Superado el proceso de evaluación, en un plazo no mayor a tres semanas, los autores deberán atender las sugerencias y correcciones realizadas. En caso de que no incluyan una o varias sugerencias, deberán argumentar con detalle sus razones en una carta adicional. Si los dos evaluadores recomiendan rechazar el artículo, este no será publicado. Si las dos evaluaciones son completamente contrarias, se someterá el artículo a una tercera evaluación. Si se recomienda la publicación del artículo, pero realizando modificaciones y sujeta a una segunda evaluación, la nueva versión será enviada al evaluador asignado para su aprobación.

Los evaluadores deberán firmar un acuerdo de confidencialidad y una declaración de conflicto de intereses, si es el caso, para salvaguardar el adecuado uso de la información. Además, tanto evaluadores como autores deberán conocer y aceptar las normas internacionales de ética en investigación emitidas por el Committee on Publication Ethics con respecto al plagio y a la revisión por pares, normas a las que se acoge la revista Investigaciones y Aplicaciones Nucleares. Estas normas podrán ser consultadas en [http://publicationethics.org/files/International%20standard\\_editors\\_for%20website\\_11\\_Nov\\_2011.pdf](http://publicationethics.org/files/International%20standard_editors_for%20website_11_Nov_2011.pdf)

### Autoría

La autoría deberá corresponder a quienes hayan contribuido de forma activa y sustancial al contenido intelectual del artículo y al análisis o interpretación de los datos; por tanto, los autores estarán en condiciones de hacerse públicamente responsables del artículo enviado. La lista y orden de autores deben ser revisados antes de someter por primera vez el trabajo a publicar, pues después de sometido no se aceptan cambios de autoría. Los autores de un artículo aprobado para publicación cederán los derechos patrimoniales al Servicio Geológico Colombiano para su posterior divulgación, reproducción y distribución en los medios impresos y digitales que el Servicio Geológico Colombiano disponga, así como para su inclusión en bases de datos e índices nacionales o internacionales.

### Instrucciones a los autores

#### Crterios de presentación

Todo artículo sometido a consideración debe cumplir con los siguientes criterios de presentación:

- » Se deben enviar por email a [revistaian@sgc.gov.co](mailto:revistaian@sgc.gov.co) en formato Word.
- » Su título, aportado en español e inglés, debe ser breve y reflejar la esencia de la investigación.
- » Se debe incluir la información de los autores e incluir el último título académico, la información completa de afiliación institucional de cada autor y el email del autor de correspondencia.
- » Se debe incluir el resumen y las palabras clave en español e inglés. Las imágenes se deben adjuntar como

archivos gráficos individuales, con una resolución mínima de 300 dpi.

- » Si se requieren agradecimientos, reconocimientos a entidades, permisos de publicación, etc., deberán incluirse al final del texto y antes de las referencias bibliográficas.
- » Las contribuciones no deben superar las 15 páginas.
- » El contenido de los artículos no debe haber sido publicado, total o parcialmente, en otra revista.
- » El texto cumple con los requisitos bibliográficos y de estilo indicados en las normas editoriales.

### Normas editoriales

#### 1. Tablas

Las tablas se deben presentar en formato editable, no como imágenes, y acompañadas de una leyenda explícita y la fuente. Todas las tablas deben estar referenciadas en el texto y deben ser esenciales para explicar o ampliar parte del argumento del artículo.

#### 2. Figuras

Las figuras como diagramas, fotografías o mapas deben aportarse en archivos gráficos con una resolución mínima de 300 dpi. Cada figura debe ser citada en el texto y estar acompañada de una leyenda explicativa que incluya la fuente.

Las imágenes de fuentes distintas a los autores del artículo deben contar con la autorización del autor de la imagen original, o estar libres de conflictos de derechos de autor o tener licencia *Creative Commons* (consultar el siguiente enlace: <https://co.creativecommons.org>). Los mapas, fotografías aéreas e imágenes de satélite deben incluir una escala gráfica.

#### 3. Unidades, abreviaturas y símbolos

Se usará el Sistema internacional de Unidades (m, Kg, s, K), empleando sólo términos aceptados generalmente. Defina las abreviaciones y acrónimos en la primera vez que son usados en el texto, incluso si ellos han sido definidos en el resumen. No use abreviaciones en el título a menos que sea necesario.

#### 4. Citas

El uso de referencias en el texto debe seguir estas normas según la IEEE.

Las referencias deben estar numeradas en el orden en que aparecen en el documento.



- » Una vez asignado un número a una referencia dada, el mismo número debe emplearse en todas las ocasiones en que ese documento sea citado en el texto.
- » Cada número de referencia debe estar entre corchetes [ ], por ejemplo “...el fin de la investigación [12]...”
- » No es necesario mencionar al autor en la referencia a menos que sea relevante en el texto.
- » En el cuerpo del documento tampoco se mencionará la fecha de publicación.
- » No es necesario incluir la palabra “referencia”, por ejemplo “...en la referencia [27]...”: basta con indicar “...en [27]...”
- » Para citar más de una fuente a la vez es preferible incluir cada una de ellas con su respectivo corchete, por ejemplo, “como indican varios estudios [1], [3], [5]...” en lugar de “como indican diversos estudios [1, 3, 5]...”

### 5. Citas textuales

Cuando la cita textual sea menor de cuarenta palabras se reproducirá dentro del párrafo, entre comillas y sin cursiva. Al final de la cita deberá aparecer su respectiva referenciación.

Cuando la cita textual supere las cuarenta palabras, se escribirá en párrafo aparte, con sangría izquierda de 2,5 cm, sin comillas y sin cursiva, y la tipografía de todo ese párrafo se dejará con un tamaño un punto menor que el texto normal. Al final de la cita deberá aparecer su respectiva referenciación.

### 6. Referencias bibliográficas

Hay que tener en cuenta que en la norma IEEE, de los nombres de pila de los autores solo se aporta la inicial. En caso de que se anoten los dos apellidos, no deben separarse por guion. Las referencias bibliográficas deben ir a espacio sencillo y sin sangría. Si los documentos cuentan con Doi, este dato se debe incluir al final de la referencia.

#### » *Libros*

Iniciales y Apellido del autor, Título del libro en cursiva. Edición. Lugar de publicación: Editorial, Año de publicación.

#### **Ejemplos:**

[1] W. K. Chen, *Linear Networks and Systems*. Belmont, CA: Wadsworth Press, 2003.

[2] R. Hayes, G. Pisano y S. Wheelwright, *Operations, Strategy, and Technical Knowledge*. Hoboken, NJ: Wiley, 2007.

[3] J. A. Prufrock, Ed., *Lasers*, 2nd. ed. New York: McGraw-Hill, 2004.

#### » *Artículo de revista*

Iniciales y Apellido del autor, “Título del artículo entre comillas”, Título abreviado de la revista en cursiva, volumen (abreviado vol.), número abreviado (no.) páginas (abreviado pp.), Mes Año.

#### **Ejemplos:**

[4] K. A. Nelson, R. J. Davis, D. R. Lutz y W. Smith, “Optical generation of tunable ultrasonic waves,” *Journal of Applied Physics*, vol. 53, no. 2, Feb., pp. 1144-1149, 2002.

[5] S.-Y. Chung, “Multi-level dirty paper coding,” *IEEE Communication Letters*, vol. 12, no. 6, pp. 456-458, June 2008.

**Nota:** Para referenciar artículos que aún no han sido aceptados para publicación, se empleará la frase “submitted for publication” en lugar de la fecha. Si han sido aceptados, pero aún no aparecen publicados, usar “to be published” en lugar de la fecha.

#### » *Artículos publicados en conferencias*

Iniciales y Apellidos del autor, “Título del artículo de conferencia” in Nombre completo de la conferencia, Ciudad de la conferencia, Estado de la conferencia abreviado (si corresponde), año, páginas (abreviado pp.)

#### **Ejemplos:**

[6] J. Smith, R. Jones y K. Trello, “Adaptive filtering in data communications with self improved error reference,” In Proc. IEEE International Conference on Wireless Communications '04, 2004, pp. 65-68.

[7] G. Caire, D. Burshtein y S. Shamai (Shitz), “LDPC coding for interference mitigation at the transmitter,” in Proceedings of the 40th Annual Allerton Conference in Communications, Control, and Computing, Monticello, IL, pp. 217-226, October 2002.

**Nota:** La palabra “in” antes del título de la conferencia no ha pone en cursiva.

» *Artículo presentado en conferencia sin publicar*

Iniciales y Apellido del autor, “Título del artículo de conferencia”, presented at the Título completo de la conferencia, Ciudad de la Conferencia, Estado abreviado, Año.

**Ejemplo:**

[8] H. A. Nimr, “Defuzzification of the outputs of fuzzy controllers”, presented at 5th International Conference on Fuzzy Systems, Cairo, Egypt, 1996.

» *Informes técnicos (informes, documentos internos, memoranda)*

Iniciales y Apellido del autor, “Título del informe”, Nombre de la empresa, Sede la empresa, Tipo de informe abreviado, Número de informe, Fecha de publicación.

**Ejemplo:**

[9] N. Asokan, V. Shoup y M. Waidner, “Optimistic fair exchange of digital signatures,” IBM: Zurich, Switzerland, Rep. RZ 2973, 1997.

» *Tesis de máster o tesis doctoral*

Iniciales y Apellido del autor, “Título de la tesis o proyecto”, Clase de documento (tesis doctoral, trabajo fin de máster, etc.), Departamento, Institución académica (abreviada), Ciudad, Estado abreviado, Año.

**Ejemplo:**

[10] H. Zhang, “Delay-insensitive networks,” M.S. thesis, University of Waterloo, Waterloo, ON, Canadá, 1997.

[11] J.-C. Wu, “Rate-distortion analysis and digital transmission of nonstationary images”. Ph.D. dissertation, Rutgers, the State University of New Jersey, Piscataway, NJ, USA, 1998.

[12] E.A. Sloat, “Case Studies of Technical Report Writing Development Among Student Engineers,” Ph.D. dissertation, McGill University, Montréal, QC, 1994. Available: ProQuest Dissertations and Theses,

» *Comunicaciones privadas*

Iniciales y Apellido de la persona con la que se mantiene la comunicación (private communication), Año.

**Ejemplo:**

[13] T. I. Wein (private communication), 1997.

» *De internet*

Iniciales y Apellido del autor (año, mes y día). Título (edición) [Tipo de medio, generalmente Online]. Available: Url

**Ejemplo:**

[14] Structural Engineering Society–International.[Online]. Available: <http://www.seaint.org>

NOTA: los recursos en internet pueden presentar una tipología muy variada (revistas, monografías, sitios web de entidades, bases de datos, etc.) En general, se citan como el documento impreso del tipo al que pertenecen añadiendo la indicación [Online] u otro tipo de medio por el que se transmitan, y el DOI (Digital Object Identifier) o url.

» *Catálogos*

Catalog No. Código del catálogo, Nombre del producto, Empresa, Ciudad, Estado (abreviado)

**Ejemplo:**

[15] Catalog No. NWM-1, Microwave Components, M. W. Microwave Corp., Brooklyn, NY.

**Enlaces sugeridos**

- » Escribir un buen artículo científico: <https://revistas.uam.es/index.php/reice/article/viewFile/7965/8220>
- » Palabras clave en geociencias: <https://www.american-geosciences.org/georef/georef-thesaurus-lists>
- » IEEE Author Center: <http://ieeauthorcenter.ieee.org/>
- » Creative Commons: <https://co.creativecommons.org/>

**“La revista cumple su objetivo de divulgación del conocimiento científico relacionado con los usos pacíficos de la ciencia y tecnología nucleares, en los diferentes campos de aplicación, y se consolida como ventana de socialización de trabajos de investigación y desarrollo de nuevos talentos y grupos reconocidos”**

- 3** Editorial  
*M.<sup>a</sup> Esperanza Castellanos*
- 5** Ajustes metodológicos desarrollados durante los ejercicios de intercomparación para la determinación de emisores gamma en muestras ambientales  
*Giovanni Vela, Fernando Mosos y Leidy Tatiana Ávila*
- 14** Proposal to correct for the effect of background and density in the determination of gamma emitters using sodium iodide detectors  
*Ana Milena Velásquez, Fernando Mosos y Giovanni Vela*
- 26** Determinación de polonio – 210 (<sup>210</sup>Po) en alimentos y agua: una revisión (2014-2019)  
*Nataly Rocío Barbosa González y Jaidith Marisol Ramos Rincón*
- 44** Niveles de radiación ambiental en radiología intervencionista en el Instituto Nacional de Cancerología  
*Daniel Agudelo, Lady García y Karen Carrillo*
- 54** Estudio de los requerimientos de blindaje para aceleradores lineales con haces sin filtro aplanador en modalidad IMRT  
*Angelo Albano Reyes Carvajal y María Esperanza Castellanos*
- 66** Verificaciones remotas, una alternativa a las inspecciones: estudio de caso en el uso de medidores nucleares en una refinería  
*Andrea Sánchez Galindo, Yonatan Zuleta Ochoa, Juan Guillermo Ramírez González y Carolina Osorio Castrillón*
- 84** Determinación de los niveles de referencia de dosis (DRL) para diagnóstico de baja y media complejidad en Servicios Especiales de Salud Hospital Universitario de Caldas de Colombia (SES-HUC)  
*Estefanía Amaya Ríos y Erika Muñoz Arango*
- 99** Evaluación del desempeño de tres dispositivos dosimétricos para el control de calidad paciente específico en radiocirugía  
*Andrés F. Limas Montaña y Jorge E. Muñoz-Bravo*
- 109** Política editorial