



UNIVERSIDAD
NACIONAL
DE COLOMBIA

**CREACIÓN DE PROTOTIPO PARA MEDICIONES *IN SITU* DE NORM (U-Th- K) EN
MATRICES AMBIENTALES**

LAURA MERCEDES LÓPEZ CÓRDOBA

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ciencias, Departamento de Física
Bogotá, Colombia
2022

**CREACIÓN DE PROTOTIPO PARA MEDICIONES *IN SITU* DE NORM (U-Th- K) EN
MATRICES AMBIENTALES**

Laura Mercedes López Córdoba

Trabajo Final de Maestría presentado como requisito parcial para optar al título de:
Magister en Ciencias Físicas

Director Ad-Hoc
LUIS AGULLES PEDRÓS
Físico - Msc. Física -PhD Física Médica

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ciencias, Departamento de Física
Bogotá, Colombia
2022

Dedicado a mi amigo Yonatan Zuleta Ochoa a quien debo mucha de la fuerza y ayuda para lograr sacar a adelante esta maestría por ser un físico brillante, por su compañía, explicaciones, apoyo y ánimos que siempre me dio para sacar las fuerzas necesarias... a él a quien extraño todos los días de mi vida. El paso de la vida es tan efímero y extraño, y tú nos lo recordaste, para que disfrutemos los momentos que estamos con los que tanto queremos... pero también nos llenaste de bondad, de buena onda, de cariño sincero, de conocimiento, de entrega desinteresada, de la versión más bonita tuya... Que falta nos estás haciendo, y perdóname por reclamarte, pero si te fuiste antes de tiempo.

A mis padres Martha y Luciano, a mis hermanos Mariela y Jorge, a mi sobrina Luciana que siempre me han dado su amor y fortaleza para cumplir cada uno de mis sueños...

A todos mis amigos y amigas que han sido raíces poderosas y mi red de apoyo para sostenerme ...

A las dificultades ya que son estas las que nos enseñan a reponernos a ellas...y el alivio que da el amor y quienes te aman, a pesar de tus caprichos, tus días buenos y días malos...

There goes my hero, Watch him as he goes. There goes my hero, He's ordinary, Kudos, my hero, Leavin' all the mess, You know my hero, The one that's on

Agradecimientos

A Fernando Mosos quien es el autor de la idea, por el apoyo, orientación y valiosos aportes que me brindó en su momento en el desarrollo inicial para este trabajo final de maestría.

A la Doctora y profesora Luz Stella Veloza por su apoyo y cariño que siempre me ha demostrado; por ayudarme con este trabajo final de maestría y por ser inspiración de todo lo que podemos llegar a lograr siendo mujeres perseverantes.

A Yonatan Zuleta y Carolina Osorio, por su apoyo incondicional y clave para lograr tener mi título de magister en ciencias físicas, y ante todo por su amistad.

Al profesor Luis Agulles por ayudarme en esta etapa final del trabajo de maestría.

Al Servicio Geológico Colombiano y Dirección de Asuntos Nucleares por permitirme realizar el trabajo final de maestría con el apoyo de la línea de investigación de aplicaciones nucleares y radiactivas, y quienes me suministraron el equipamiento para poder desarrollar las actividades experimentales.

A mi familia y mis amigos por su constante e incalculable amor, por confiar en mí y darme ánimos para lograr lo que a primera vista parecería imposible; por siempre decir y apoyar que TODO lo puedo lograr.

A esos amigos y amigas que siempre han estado conmigo y que esta hoja no alcanzaría a nombrarlos a todos y todas; por construir y quererme con mis luces y sombras, por nutrirme y hacerme más grande y por salvarme n-veces de tanto, sin darse cuenta.

Título: CREACIÓN DE PROTOTIPO PARA MEDICIONES IN SITU DE NORM (U-Th- K) EN MATRICES AMBIENTALES

Resumen

Dentro de los elementos que componen el planeta tierra encontramos unos materiales que llamamos NORM., cuyas siglas significan Materiales Radiactivos de Origen Natural (del inglés Naturally Occurring Radioactive Material). Este tipo de materiales ya eran conocidos por el Organismo Internacional de la Energía Atómica, como por los miembros asociados incluido nuestro país.

En el 2002 cuando fue expedido el reglamento general de protección y seguridad radiológica, Resolución 18-1434 se definió de manera general el término exposición natural, como la “Exposición causada por fuentes naturales.”, así mismo dentro de su articulado se relaciona que las exposiciones de estas fuentes naturales estarán sujetas de control, según sea especificado por parte de la Autoridad Reguladora. A la fecha, sobre este tipo de materiales no existe normativa específica, más allá sobre las concentraciones de Radón que se deben garantizar en viviendas y en los puestos de trabajo.

Hace algunos años la atención sobre las exposiciones que pueden generar los materiales NORM, se ha intensificado conforme se ha tenido más data; puesto que existen lugares dentro del territorio que pueden tener concentraciones de radionúclidos de origen natural, como el uranio, torio y potasio; que al estar en contacto por ejemplo con herramientas de perforación de pozos petroleros, o de excavaciones para diferentes aplicaciones, pueden resultar contaminadas y puede generar una exposición no justificada a los trabajadores, público y medio ambiente.

Este trabajo fue realizado con la motivación de que a la fecha no existe normativa asociada que regule este tipo de materiales y el manejo que debe darse a los mismos; por lo cual, en este se realizó la creación de un prototipo basado en un arreglo de detector y blindaje, para las mediciones *in situ* de NORM (uranio, torio y potasio [U-Th-K]) en matrices ambientales, de manera que se pudiera tener una primera aproximación de cómo se puede realizar las mediciones en campo y obtener información valiosa que permita reducir los tiempos de mediciones en laboratorios de alta eficiencia.

El prototipo está compuesto por un equipo identificador de radionúclidos con detector de yoduro de sodio (NaI) y se añadió una fuente radiactiva de Cesio 137 (^{137}Cs) con la cual se quiso inicialmente realizar mediciones de densidad, pero que finalmente se utilizó para realizar mediciones de tasa de dosis con los diferentes materiales a manera de confirmar si existe un cambio en las cuentas realizadas por el equipo.

Dentro de este trabajo se realizó simulación en GEANT4 para encontrar la disposición más adecuada del conjunto detector – fuente, de manera de obtener mejores resultados en la experimentación que fue ejecutada utilizando un equipo monitor de radiación de yoduro de sodio (NaI), una fuente radiactiva de Cesio 137 (^{137}Cs) y diferentes materiales de medida (Aire, agua y fosfita); esto en el objetivo de tener una manera de medir las concentraciones de ^{238}U , ^{232}Th y ^{40}K ; y que a través de la identificación de los radionúclidos y las tasas de dosis que son generadas, se establezca una alerta de toma de decisiones sobre estas formaciones y sobre las herramientas utilizadas en las mismas que pudiesen resultar contaminadas debido a las concentraciones de los radionúclidos de origen natural por encima de los límites establecidos por norma.

Palabras clave: NORM, Identifinder, NaI, determinación de concentración de NORM

Title: PROTOTYPING FOR IN SITU MEASUREMENTS OF NORM (U-Th-K) IN ENVIRONMENTAL MATRICES

Abstract

Within the elements that make up the planet earth we find some materials that we call NORM., whose acronym stands for Naturally Occurring Radioactive Materials. This type of material was already known by the International Atomic Energy Agency, as well as by the associated members, including our country. In 2002, when the general regulation of radiological protection and safety was issued, Resolution 18-1434 defined the term natural exposure in a general way, as "Exposure caused by natural sources." Likewise, within its articles it is related that the Exposures from these natural sources will be subject to control, as specified by the Regulatory Authority. To date, there are no specific regulations on this type of material, beyond the concentrations of Radon that must be guaranteed in homes and workplaces.

A few years ago, attention on the exposures that NORM materials can generate has intensified as more data has been obtained; since there are places within the territory that may have concentrations of radionuclides of natural origin, such as uranium, thorium and potassium; that when in contact, for example, with oil well drilling tools, or excavation tools for different applications, can be contaminated and can generate unjustified exposure to workers, the public and the environment.

This work was carried out with the motivation that to date there are no associated regulations that regulate this type of material and the handling that should be given to them; Therefore, in this, the creation of a prototype based on a detector and shielding arrangement was carried out, for in situ measurements of NORM (uranium, thorium and potassium [U-Th-K]) in environmental matrices, so that it would be possible to have a first approximation of how measurements can be carried out in the field and obtain valuable information that allows reducing measurement times in high-efficiency laboratories.

The prototype is made up of radionuclide identification equipment with a sodium iodide (NaI) detector and a radioactive source of Cesium 137 (^{137}Cs) with which it was initially intended to carry out density measurements, but which was finally used to carry out measurements. of dose rate with the different materials in order to confirm if there is a change in the accounts made by the team.

Within this work, simulation was carried out in GEANT4 to find the most appropriate arrangement of the detector-source assembly, in order to obtain better results in the experimentation that was carried out using a sodium iodide (NaI) radiation monitor equipment, a radioactive source of Cesium 137 (^{137}Cs) and different measurement materials (Air, water and phosphite); this in the objective of having a way to measure the concentrations of ^{238}U , ^{232}Th and ^{40}K ; and that through the identification of the radionuclides and the dose rates that are generated, a decision-making alert is established on these formations and on the tools used in them that could be contaminated due to the concentrations of the radionuclides of natural origin above the limits established by law.

Keywords: NORM, Identifinder, NaI, determining concentration of NORM

CONTENIDO

RESUMEN	6
ABSTRACT	7
LISTA DE FIGURAS	10
LISTA DE TABLAS	12
LISTA DE ABREVIATURAS	12
INTRODUCCIÓN.....	13
1. MARCO TEÓRICO	15
1.1. LEY DE DECAIMIENTO RADIATIVO.....	15
1.2. DENSIMETRÍA NUCLEAR.....	16
1.3. MATERIAL RADIATIVO DE ORIGEN NATURAL.....	17
1.4. GEANT4	37
I. MATERIALES Y MÉTODOS.....	37
II. RESULTADOS SIMULACIÓN.....	43
III. RESULTADOS PRÁCTICOS.....	48
IV. CONCLUSIONES.....	63
V. BIBLIOGRAFÍA	65

Lista de Figuras

Fig. 1: Esquemas de funcionamiento de densímetros nucleares – Figuras de manual de densímetros nucleares marca troxler modelo 3440. www.troxlerlabs.com	17
Fig. 2: Cadenas de decaimiento para ^{238}U y ^{232}Th . Fuente https://www.researchgate.net/figure/Decay-series-of-A-uranium-238-238-U-B-uranium-235-235-U-and-C-thorium-232_fig4_313744940	19
Fig. 3: Esquema de la dispersión Compton de la interacción de la radiación con la materia (De Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll).....	23
Fig. 4: Variación de energía de rayos gamma dispersos con ángulo de dispersión. (De Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll).....	24
Fig. 5: Dependencia energética de los diversos procesos de interacción de rayos gamma en yoduro de sodio. (De The Atomic Nucleus por R. D. Evans. Copyright 1955 de McGraw-Hill Book Company).	25
Fig. 6: Gráfica polar del número de fotones (que incide desde la izquierda) Compton disperso en un ángulo sólido unitario en el ángulo de dispersión θ . Las curvas se muestran para las energías iniciales indicadas. (De Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll).....	26
Fig. 7: Diagrama ideal de la interacción de la dispersión de la radiación detector-fuente.....	27
Fig. 8: Transmisión en modo de retro dispersión para medidores nucleares (Cooper, 2016)...	28
Fig. 9: Transmisión en modo de transmisión directa para medidores nucleares (Cooper, 2016)	28
Fig. 10: Diagrama esquemático de los componentes básicos de un medidor nuclear (Cooper, 2016).	29
Fig. 11: Esquema de dependencia de respuesta de un detector en el tiempo vs recolección de carga (Gráfica tomada de Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll)	30
Fig. 12: Esquema de como se comporta un detector con una tasa de radiación baja, donde la corriente es distinguible (Gráfica tomada de Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll)	30
Fig. 13: Espectro característico de radiación ilustrativo de una fuente monoenergética. (Gráfica tomada de Espectroscopía de rayos gamma: Caracterización del Centellador NaI(Tl) de Harshaw)	32
Fig. 14: Ejemplo de dos funciones de respuesta de dos detectores con resolución relativamente buena y otra no deficiente. (De Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll).....	32
Fig. 15: Esquema de la FWHM para un pico de energía H_0	33
Fig. 16: Esquema de fuente puntual de radiación y detector con su ángulo sólido de detección	34
Fig. 17: Estructura de bandas de un material centellador entre la banda de conducción y banda de valencia.	35
Fig. 18: Esquema de un fotomultiplicador.....	36
Fig. 19: Imagen de un equipo IdentiFINDER. Imagen de manual de equipo	37

Fig. 20: Tomografía realizada al equipo Identifinder, con la cual se confirmó las dimensiones del cristal de NaI la cual se encuentra señalada en la línea punteada naranja	38
Fig. 21: Materiales utilizados en el montaje experimental y referencias de identificación de cada elemento	39
Fig. 22: Esquema de vista frontal del montaje experimental realizado para la medición de concentraciones de U-Th-K.....	40
Fig. 23: Montaje experimental con bases. Vista superior.....	40
Fig. 24: Vista superior del montaje experimental completo	40
Fig. 25: Montaje experimental para fondo natural. Vista superior	41
Fig. 26: Montaje experimental para fondo natural con la fuente de Cs-137. Vista Superior.....	41
Fig. 27: Montaje experimental para fosfita. Vista superior	42
Fig. 28: Montaje con el bloque de referencia. Vista superior	42
Fig. 29: Dimensiones del diseño experimental con vista superior sobre el mismo.....	43
Fig. 30: Imagen de la simulación del NaI con dos recubrimientos, uno de MgO y otra de aluminio.....	44
Fig. 31: Simulación de la interacción del detector en la ubicación horizontal. Bloque azul cubo de agua, bloque rojo blindaje de plomo, cilindro azul claro detector de NaI, líneas verdes fuente de radiactiva y trayectoria de los haces de radiación.	44
Fig. 32: Simulación de la interacción del detector en la ubicación horizontal. Bloque azul cubo de agua, bloque rojo blindaje de plomo, cilindro azul claro detector de NaI, líneas verdes fuente de radiactiva y trayectoria de los haces de radiación.	45
Fig. 33: Simulación del espectro de radiación de una fuente de Cs-137.....	45
Fig. 34: Fotografía de la pantalla del equipo Identifinder en medición del fondo	46
Fig. 35: Simulación de la respuesta del detector con ubicación horizontal montaje figura 31. El eje x representa la variación de la posición en mm del detector y el eje y la variación de la fuente de radiación.	46
Fig. 36: Simulación de la respuesta del detector con ubicación horizontal montaje figura 32. El eje x representa la variación de la posición en mm del detector y el eje y la variación de la fuente de radiación.	47
Fig. 37: Espectro característico de radiación para una fuente de Cs-137, montaje experimental simulado . Detector en la posición vertical y en contacto con la lámina de plomo.	48
Fig. 38: Espectro 212 – Espectro Blank sin fuente radiactiva.....	49
Fig. 39: Espectro 213 – Espectro Blank con fuente radiactiva	50
Fig. 40: Espectro 214 – Espectro Agua con fuente radiactiva.....	51
Fig. 41: Espectrum 216 – Espectro Agua sin fuente radiactiva	52
Fig. 42: Espectro 217 – Espectro fertilizante sin fuente radiactiva.....	53
Fig. 43: Espectro 219 – Espectro fertilizante con fuente radiactiva	54
Fig. 44: Espectro 225 – Espectro bloque patrón con fuente radiactiva - Montaje transmisión directa.....	55
Fig. 45: Espectro 223 – Espectro bloque patrón sin fuente radiactiva - Montaje transmisión directa.....	56
Fig. 46: Espectro 224 – Espectro con fuente radiactiva - Montaje transmisión directa	57
Fig. 47: Espectro 226 – Espectro con fuente radiactiva - Montaje retro dispersión	58
Fig. 48: Espectro 227 – Espectro con agua y fuente en recipiente de icopor.....	59
Fig. 49: Espectro 228 – Espectro con agua sin fuente en recipiente de icopor.	60
Fig. 50: Espectro 229 – Espectro con fosfita en recipiente de icopor.....	61
Fig. 51: Espectro 231 – Espectro con fosfita en recipiente de icopor, con presencia de la fuente de Cs-137.....	62

Fig. 52: Espectro de medición de GeHP para la fosfita de Pesca Boyacá.....	63
--	----

Lista de Tablas

Tabla 1: Tabla de decaimiento de la serie de ^{232}Th , de acuerdo con el documento informe de seguridad serie No.78.....	18
Tabla 2: Tabla de decaimiento de la serie de ^{238}U , de acuerdo con el documento informe de seguridad serie No.78.....	19
Tabla 3: Constante de tasa de exposición para algunas fuentes comunes de rayos gamma de radioisótopos	23
Tabla 4: Algunas propiedades de algunos centelladores inorgánicos.....	35
Tabla 5: Dimensiones asociadas al esquema mostrado en la figura 22.....	42
Tabla 6: Relación de espectros tomados con el equipo Identifinder	49
Tabla 7: Tasa de dosis registrada en el equipo Identifinder en las mediciones realizadas	64

Lista de Abreviaturas

Abreviatura	Término
NORM	Naturally Occurring Radioactive Material
MME	Ministerio de Minas y Energía
SGC	Servicio Geológico Colombiano
TOE	Trabajador Ocupacionalmente Expuesto
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
IAEA	International Atomic Energy Agency
GSR	General Safety Requirements
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
SI	Sistema Internacional
NaI	Yoduro de Sodio
Tl	Talio
FWHM	full width at half maximum

Introducción

Por definición, NORM (del inglés Naturally Occurring Radioactive Material) es Material radiactivo que contiene cantidades no significativas de diferentes radionúclidos naturales. También se incluye en esta clasificación, los materiales que las concentraciones de actividad de los radionúclidos naturales han cambiado mediante algún proceso, es decir pueden ser materiales que han sido concentrados o expuestos al entorno accesible como resultado de actividades humanas como la fabricación, la extracción de minerales o el procesamiento de agua. [3]

Para hablar de NORM, debemos tener en cuenta que los elementos que componen el planeta tierra contienen materiales radiactivos de origen natural, siendo los más importantes los radionúclidos de las series de descomposición de ^{238}U y ^{232}Th . La mayoría de actividades que realizamos con estos minerales y materias primas, los niveles de exposición no necesariamente son mayores que los valores de fondo natural, por lo que estas exposiciones inicialmente no eran motivo de preocupación desde la protección radiológica; sin embargo, al evidenciar que algunas formaciones en nuestro planeta podrían generar exposiciones considerables debido a mayores concentraciones de estos radionúclidos de origen natural, se ha venido determinando por parte del Organismo Internacional de la Energía Atómica – OIEA por sus siglas en inglés IAEA (International Atomic Energy Agency) que algunas de estas actividades requieren control y seguimiento para la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente. El material que da lugar a las exposiciones mayores al promedio de fondo natural que se conoce, lo llamamos como material radiactivo natural NORM.

Muchas industrias y procesos en la actualidad generan grandes cantidades de residuos NORM por la remoción de tierras y la contaminación de herramientas utilizadas para estas remociones con radionúclidos de origen natural, y éstas no han tenido relación con la regulación de las radiaciones y de los materiales radiactivos no solo en Colombia, sino a un nivel mundial; situación diferente de lo que se ha manejado con la producción de uranio. En consecuencia, introducir requisitos de protección radiológica de acuerdo con los estándares del OIEA, podrían generar en estas industrias previsiones y dudas no solo para ellos, sino también para el público, más aún si estas industrias están en un lugar cerca de áreas muy pobladas. De lo anterior, asumimos que incluir nuevos requisitos pueden generar impactos en las industrias si no se comunican y planifican de manera acertada.

Las actividades que se listan a continuación pueden generar residuos NORM:

1. Extracción de minerales distintos del mineral de uranio;
2. Extracción de elementos de tierras raras;
3. Producción y uso de torio y sus compuestos;
4. Producción de niobio y ferroniobio;
5. Producción de petróleo y gas;
6. Fabricación de pigmentos de dióxido de titanio;
7. Las industrias del fosfato y la potasa;
8. Las industrias del zircón y zirconia;
9. Producción de estaño, cobre, aluminio, zinc, plomo y hierro y acero;
10. Combustión de carbón;
11. Tratamiento de agua.

Sin embargo, el alcance de la regulación en la materia sigue siendo objeto de debate, debido a que se debe recaudar mayor información respecto de las concentraciones de radionúclidos naturales que se tienen en el territorio, puesto que el tema se está convirtiendo en un problema de índole mundial debido a la explotación cada vez mayor de la industria minera y del procesamiento de minerales, con grandes cantidades de minerales extraídos. [7]

Dentro de la Serie de Normas de Seguridad del OIEA No. GSR Parte 3, publicada en el año 2014; se establecen requisitos de protección radiológica para las industrias NORM en situaciones de exposición planificadas y existentes. En este tema el OIEA, ha iniciado variadas actividades, incluido el desarrollo de guías e informes de seguridad, para ayudar a los estados miembros a implementar los requisitos regulatorios, las características de los procesos industriales y las situaciones de exposición que involucran materiales NORM, los cuales son diferentes a otras actividades que involucran radiactividad.

En los procesos que involucran estos materiales, existe una amplia diversidad de procesos industriales y materiales, por lo que los niveles de exposición en la mayoría de los casos son bajos, teniendo en cuenta que la presencia de riesgos no radiológicos son también de gran importancia, razón por la cual debe existir la participación de diferentes reguladores en distintas prácticas; siendo esto un desafío y también una oportunidad no solo para los operadores, sino para los reguladores. Para dar un ejemplo, la orientación sobre la protección radiológica y gestión de los residuos NORM de forma específica, debe adecuarse a las industrias y/o procesos industriales, y debe abordar la gestión de las cantidades enormes de residuos (incluido el uso o reciclaje de residuos cuando sea posible) y remediación de sitios o áreas contaminadas. [1]

Finalmente, es necesario establecer una línea base en Colombia con las pautas específicas para la industria respecto a la protección contra la radiación y el manejo de los residuos NORM, el manejo a largo plazo de estos residuos a granel y realizar las actividades de subsanación del territorio en los sitios contaminados, siendo necesario para establecer esta línea base, tener datos ciertos de las concentraciones de NORM en las diferentes partes del territorio.

La labor que debe hacerse en Colombia recaudando la información sobre los niveles de concentración en NORM, parte de la necesidad de estudiar y mejorar el conocimiento que a la fecha se tiene en la materia y comprender como debe ser la aplicación de un posible marco normativo de acuerdo con un enfoque graduado sobre las diferentes formas de explotación de estos minerales; y definir de acuerdo con estos resultados si las actividades que involucran el uso de estos materiales deben considerarse situaciones de exposición planificadas o situaciones de exposición existentes; siendo las primeras, las situaciones de exposición que surgen a raíz de la utilización de una fuente o de una actividad que tiene como resultado una exposición debida a una fuente radiactiva; y las segundas, las situaciones de exposición que ya existen cuando tiene que tomarse una decisión sobre la necesidad de control.

Se necesita un nuevo enfoque que abarque, entre otras cosas, una solución ambientalmente sostenible, socialmente aceptable y asequible para el problema de los residuos los cuales ya están siendo generados. El Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de la Radiación Atómica (UNSCEAR por sus siglas en inglés United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) ha reunido datos sobre las dosis efectivas anuales recibidas por los trabajadores en actividades relacionadas con NORM; estos datos se están actualizando de manera permanente. Mientras tanto, la última información disponible de UNSCEAR, publicada en 2008, se basa en datos recopilados hasta 2002, principalmente para trabajadores en minas. Esta información indica que la dosis efectiva anual promedio es de aproximadamente 3 mSv, siendo mayor a lo que está establecido como límite anual de dosis en la Resolución 18-1434 de 2002 de 1 mSv.

Finalmente, respecto al manejo de los residuos NORM se requiere una evaluación de la exposición humana a corto plazo y realizar esta actividad para el país; de manera que se pueda demostrar o corregir como se han llevado estas prácticas a la fecha para que se cumplan con los criterios ambientales de la protección de la salud humana en un largo plazo, agrupados inicialmente en tres escenarios básicos (i) disposición de grandes cantidades de residuos sólidos en áreas relativamente pequeñas de la superficie, (ii) descarga de agua contaminada a cuerpos de agua y (iii) descarga de gases contaminados o polvo en el aire a la atmósfera. En el caso de los depósitos de residuos sólidos, el impacto ambiental es limitado y localizado y el ambiente afectado ya está irreversiblemente alterado. [1]

El Gobierno Nacional, mediante el Decreto No. 0381 de 2012, le asigna al Ministerio de Minas y Energía - MME la competencia de adoptar la política nacional en materia de energía nuclear y materiales radiactivos. Así mismo, le asigna dictar las normas y reglamentos para la gestión segura de materiales

nucleares y radiactivos en el territorio colombiano. El mismo Decreto le fija la competencia de atender los compromisos de salvaguardias establecidos en acuerdos internacionales ratificados por el país y mantener actualizado el sistema nacional de contabilidad y registro de los materiales nucleares y, además, promover el cumplimiento de las normas y acuerdos internacionales en todos los asuntos relacionados con los usos pacíficos de la energía nuclear. En consecuencia, el MME se conoce como Órgano Regulador o Autoridad Reguladora en Materia Nuclear en Colombia.

Dicho ministerio, se encuentra trabajando en la normativa que fijaría los lineamientos para adelantar actividades de exploración en Proyectos Piloto Integrales de Investigación (PPII) sobre yacimientos no convencionales de hidrocarburos con la utilización de la técnica de fracturamiento hidráulico multietapa mediante perforación horizontal. A la fecha en el país, se realizan pruebas de suelos, sedimentos y aguas; sin embargo, existen dificultades en la toma y lectura de las muestras, así como en los tiempos que se requieren para obtener resultados.

De manera general y a modo de ilustración, en este momento se toman muestras que pesan alrededor de 1-2 kg cada una, las cuales son transportadas a laboratorios especializados; estas muestras, deben someterse a preparaciones y homogenizaciones, para luego disponer cada una a lectura en un espectrómetro de alto rendimiento. De lo anterior, hablamos de una gran cantidad de muestras y de tiempos que pueden llegar a ser muy prolongados para cada medición de espectros donde se tuvieran contenidos de U, Th y K a partir de los resultados dados por el espectrómetro.

El objetivo principal del presente trabajo fue la realización de un montaje experimental para las mediciones de concentraciones materiales de origen natural, con el cual in situ se pueda tener una aproximación en campo de las concentraciones de uranio, torio y potasio (U-Th-K), con ayuda de un arreglo experimental compuesto por un equipo identificador de radionúclidos Identifinder (detector de yoduro de sodio – NaI) y con una fuente de Cesio ^{137}Cs con la cual se quiso verificar el funcionamiento del equipo y la interacción de la radiación de esta fuente con la formación dado cuenta de manera general la atenuación que se tiene respecto a la densidad de los suelos. Lo anterior, de manera que se obtengan resultados respecto a la identificación de los radionúclidos de origen natural desde las mediciones en campo, obteniendo información oportuna y solo enviando a los laboratorios de alta eficiencia las muestras que requieren un análisis más detallado.

Este trabajo se desarrolló como una iniciativa del Servicio Geológico Colombiano, para establecer una posible alternativa que permita reducir los tiempos para la obtención de resultados en las caracterizaciones de distintas formaciones y sus concentraciones de radionúclidos de origen natural. Con ayuda de simulación pudimos obtener el arreglo experimental más adecuado para obtener los mejores resultados, luego se realizaron mediciones de acuerdo con la configuración simulada y se midió la respuesta de este arreglo con diferentes materiales (aire, agua y arena fosfita del departamento de Pesca – Boyacá).

Se realizó la caracterización de manera controlada sobre estos diferentes materiales y se pudo constatar que el equipo de NaI y la configuración planteada, entrega información que llega a ser útil para el establecimiento de las concentraciones de radionúclidos naturales comparado con la medición realizada por un equipo más especializado como es el de GeHp.

1. Marco Teórico

1.1. Ley de decaimiento radiactivo

Se puede explicar que las desintegraciones radiactivas, son un fenómeno estadístico que obedece a una ley exponencial mostrada en la ecuación:

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

Con N siendo el número de núcleos sin decaer transcurrido un tiempo t , N_0 el número de núcleos en $t=0$; λ la constante de decaimiento, con $\frac{1}{\lambda} = \tau$; siendo τ el tiempo de vida media $t_{1/2} = \ln(2) * \tau$ el cual es específico y característico para cada radionúclido.

El número de núcleos que decaen por unidad de tiempo dt es:

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) \quad (2)$$

La actividad es el número de desintegraciones por unidad de tiempo de acuerdo con la siguiente ecuación:

$$A(t) = -\frac{dN(t)}{dt} = \lambda N(t) \quad (3)$$

Esta actividad se mide de acuerdo con el Sistema Internacional en unidades de Becquerel (Bq) lo cual definimos como una desintegración por segundo.

1.2. Densimetría Nuclear

Los densímetros nucleares son equipos diseñados para determinar los valores de humedad y densidad del suelo, concreto y asfalto sin la necesidad de la extracción de muestras o hacer un ensayo destructivo sobre el material evaluado. Los densímetros en su mayoría están compuestos por dos fuentes radiactivas, una de ^{137}Cs , que mide la densidad contando el número de fotones que son emitidos por dicha fuente radiactiva y que interaccionan con el material; dentro de la base del equipo se tiene un detector tipo Geiger Müller el cual detecta la radiación gamma de la fuente radiactiva de ^{137}Cs y el microprocesador dentro del equipo convierte estas cuentas a una lectura de densidad. Por otro lado, se cuenta con una segunda fuente radiactiva de $^{241}\text{Am-Be}$, con la cual a través del proceso de termalización de los neutrones que son emitidos por la fuente, se mide la humedad del suelo. Para la lectura de los neutrones, al igual que en el caso del ^{137}Cs , el equipo en su interior cuenta con un detector de ^3He que detecta los neutrones térmicos. De las actividades utilizadas en este tipo de equipos densímetros, para el caso del ^{137}Cs las actividades de las fuentes radiactivas pueden variar dependiendo del fabricante entre 296 GBq a 370 GBq (8 mCi a 10 mCi) y para la fuente radiactiva de $^{241}\text{Am-Be}$, siempre se utiliza una fuente de alrededor 1480 GBq (40 mCi). La tasa de dosis de radiación y la atenuación de la misma, da información respecto a que tan denso y compacto podría ser un material sujeto de evaluación.



Fig. 1: Esquemas de funcionamiento de densímetros nucleares – Figuras de manual de densímetros nucleares marca troxler modelo 3440.
www.troxlerlabs.com

Este tipo de equipos llevan más de 30 años en el mercado y existen varias marcas que son utilizadas en el país como lo son Humboldt, Troxler y CPN; el funcionamiento básico de este tipo de equipos a la fecha es similar a los que se construían hace más de 20 años, sin embargo, han sido mejorados con la tecnología de los microprocesadores, detectores, adquisición de datos, así como accesorios adicionales como GPS para realizar un seguimiento de la ubicación real de sus lecturas para garantizar la ubicación y la validez de las pruebas, puertos USB, sistema Wi-Fi, entre otros. Desde hace alrededor de 4 años, la empresa Troxler, sacó al mercado un densímetro que solo realiza mediciones de densidad con una fuente radiactiva de ^{137}Cs con una actividad de 3.3MBq ($90\mu\text{Ci}$) que de acuerdo con la normativa de Estados Unidos, estaría exento de regulación; sin embargo en Colombia, este tipo de fuentes si bien no están exentas de regulación, están sujetas solo de notificación lo cual es un trámite considerablemente menor y menos engorroso que el de una autorización bajo la modalidad de registro o licencia de acuerdo con lo establecido en la Resolución 9-0874 de 2014 emitida por el Ministerio de Minas y Energía.

1.3. Material radiactivo de origen natural

Para la construcción de nuestras ciudades, carreteras, edificios y casas, se utilizan materiales que se obtienen de materias primas naturales, sin embargo, estas pueden estar asociadas a los residuos de la minería o del procesamiento de minerales; por lo que, en cualquiera de estos casos, los materiales van a contener radionúclidos de origen natural que representan una fuente de exposición al público en general. Para algunos materiales, esta exposición puede ser significativamente mayor al fondo natural de radiación, en consecuencia, el uso de dichos materiales para fines de construcción puede estar sujeto a restricciones, las cuales dependen de las dosis que estos entreguen a los miembros del público. De manera general, la dosis debe evaluarse mediante modelos de exposición basados en las concentraciones de actividad de los radionúclidos de origen natural. [1]

En los últimos años ha sido estudiado por UNSCEAR este tipo de materiales, sus concentraciones y las dosis que pueden aportar, respecto a los estudios epidemiológicos que analizan el riesgo de cáncer sobre la base de dosis individuales por las exposiciones a bajas dosis de las fuentes ambientales. Sin embargo, los resultados generales de esos estudios no proporcionan evidencia de un riesgo de cáncer por unidad de dosis mayor que el derivado de los estudios de dosis altas de radiación, puesto que existe una considerable incertidumbre en las estimaciones debido a la limitada estadística y otras limitaciones en diferentes aspectos como las imprecisiones en la evaluación de la exposición; siendo un punto muy importante conocer realmente cuales son las concentraciones que se tienen y las dosis que están aportando al público en general y al personal que está trabajando con estas materias primas. En consecuencia, los límites de la incertidumbre en dosis bajas no descartan un riesgo menor que el observado en estudios de dosis más altas.

La exposición a la radiación ambiental a tasa de dosis bajas (menores a 1 uSv/h), normalmente da como resultado dosis bajas o moderadas (menores a 1 mSv/año); en consecuencia, los riesgos potenciales de la generación de cáncer se suponen menores, por lo que la estimación de estos pequeños riesgos de incrementar cáncer por las exposiciones prolongadas a radiación natural podría verse afectada por otros factores de riesgo que los podría generar. Estos diferentes factores de riesgo pueden contribuir a las diferencias entre los resultados, por la existencia de factores de confusión y la asociación con la exposición puede variar por cada caso; por lo que se debería hacer un análisis que tenga en consideración los factores no asociados a las radiaciones ionizantes y establecer un adecuado tamaño de la muestra en el estudio. La estimación o estimaciones precisas de los efectos en la salud y las frecuencias necesitan un seguimiento juicioso e idóneo, así como la determinación de los casos a través de sistemas de calidad respecto de los registros de cáncer e información precisa sobre los demás factores de riesgos diferentes a la exposición a la radiación; lo cual establece la obligación de realizar estudios prospectivos a largo plazo con dosimetría de alta calidad que ayude a obtener los resultados soporte.

Por parte de UNSCEAR se reconoce que los estudios de las exposiciones a bajas tasas de dosis de fuentes ambientales, puede contribuir de manera significativa a una mejor comprensión de los riesgos de cáncer inducido por radiación; por lo que la evidencia de los estudios realizados para NORM, es importante porque la población general está expuesta principalmente a bajas dosis. A pesar de lo anterior, es necesario superar las limitaciones de los estudios, incluida la baja estadística, las incertidumbres dosimétricas y las imperfecciones en las medidas. El Comité está evaluando por separado la influencia de la dosis y la tasa de dosis por tipo de cáncer, y continúa revisando los desarrollos en los análisis epidemiológicos, biológicos y estadísticos que contribuyen a mejorar la inferencia y la estimación de los efectos en la salud de baja tasa de dosis. [4]

El NORM, está compuesto por los radionúclidos de la serie de decaimiento de uranio y torio (^{238}U y ^{232}Th). La serie de descomposición ^{235}U es menos importante para fines de protección radiológica, excepto para el radionúclido ^{227}Ac , que puede contribuir significativamente a la exposición por inhalación. La presencia de ^{235}U (y, por implicación, su progenie de descomposición) se puede tener en cuenta sobre la base de las abundancias de ^{235}U y ^{238}U en uranio natural (0.711% y 99.284%, respectivamente), pero la relación de actividad correspondiente de ^{235}U : ^{238}U es 0.046%.

En las siguientes tablas se relaciona la información de las series de decaimiento del ^{232}Th y ^{238}U , información que es reportada por el OIEA en el documento informe de seguridad serie No.78. [2]:

Radionúclido	Tiempo de vida media $t_{1/2}$	Modo de decaimiento ^a	Energía Gamma (keV) ^b
^{232}Th	1.405x10 ¹⁰ a	Alfa	
^{228}Ra	5.75 a	Beta	
^{228}Ac	6.15 h	Beta	911.204 (25.8%), 968.971 (15.8%)
^{228}Th	1.912 a	Alfa	
^{224}Ra	3.66 d	Alfa	240.986 (4.10%)
^{220}Rn	55.6 s	Alfa	
^{216}Po	0.145 s	Alfa	
^{212}Pb	10.64 h	Beta	238.632 (43.6%)
^{212}Bi	60.55 min	Beta 64.06% Alfa 35.94%	727.330 (6.67%)
^{212}Po	0,299 μs	Alfa	
^{208}Tl	3.053 min	Beta	583.191 (84.5%), 2614.533 (99.16%)
^{208}Pb	Estable	-	

^a Solo se muestran los principales modos de decaimiento.
^b Solo se muestran las principales emisiones gamma de interés

Tabla 1: Tabla de decaimiento de la serie de ^{232}Th , de acuerdo con el documento informe de seguridad serie No.78

Radionúclido	Tiempo de vida media $t_{1/2}$	Modo de decaimiento ^a	Energía Gamma (keV) ^b
²³⁸ U	4.468x10 ⁹ a	Alfa	
²³⁴ Th	24.10 d	Beta	63.29(4,8%), 92.38-92.8(5.6%)
^{234m} Pa	1.17m	Beta	1001.03 (0.837%)
²³⁴ U	245 700 a	Alfa	
²³⁰ Th	75 380 a	Alfa	
²²⁶ Ra	1600 a	Alfa	186.211 (3.59%)
²²² Rn	3.8235 d	Alfa	
²¹⁸ Po	3.10 min	Alfa	
²¹⁴ Pb	26.8 min	Beta	351.932 (37.6%)
²¹⁴ Bi	19.9 min	Beta	609.312 (46.1%), 1764.491 (15.30%)
²¹⁴ Po	164.3 μs	Alfa	
²¹⁰ Pb	22.20 a	Beta	49.539 (4.25%)
²¹⁰ Bi	5.012d	Beta	
²¹⁰ Po	138.376 d	Alfa	
²⁰⁶ Pb	Estable	-	

^a Solo se muestran los principales modos de decaimiento.
^b Solo se muestran las principales emisiones gamma de interés

Tabla 2: Tabla de decaimiento de la serie de ²³⁸U, de acuerdo con el documento informe de seguridad serie No.78

A continuación, se muestra un diagrama de las cadenas de desintegración del ²³⁸U y ²³²Th

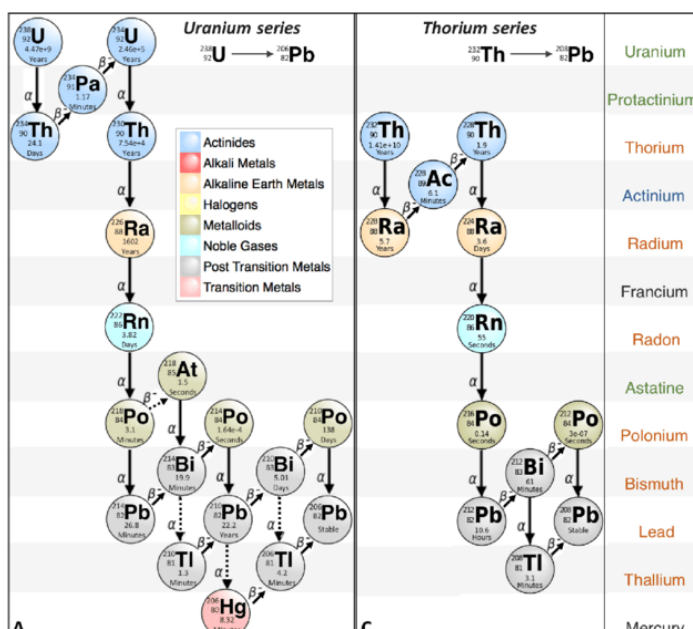


Fig. 2: Cadenas de decaimiento para ²³⁸U y ²³²Th. Fuente https://www.researchgate.net/figure/Decay-series-of-A-uranium-238-238-U-B-uranium-235-235-U-and-C-thorium-232_fig4_313744940

Sobre la exposición a radiación natural, se debe tener en cuenta las magnitudes dosimétricas involucradas, que en este caso serían:

- Dosis efectiva colectivas [S].

- Dosis efectiva comprometida, $[E(\tau)]$

Sin embargo, se hace necesario definir primero las magnitudes de dosis efectiva y dosis equivalente antes de definir estas otras magnitudes dosimétricas:

Dosis efectiva [E]:

La dosis efectiva por definición es la suma ponderada por tejido de las dosis equivalentes en todos órganos y tejidos del cuerpo y está dada por la expresión:

$$E = \sum_T W_T \sum_R W_R D_{T,R} \quad (4) \quad o \quad E = \sum_T W_T H_T \quad (5)$$

Siendo H_T o $W_R D_{T,R}$ la dosis equivalente en el órgano o tejido T, y W_T el factor de ponderación en el tejido. La dosis efectiva se mide con la misma unidad que para dosis absorbida $J * Kg^{-1}$ es decir Sievert [S]. [3]

Dosis Equivalente [H_T]:

La dosis equivalente en un tejido o órgano T y viene dada por:

$$H_T = \sum_R W_R D_{T,R} \quad (6)$$

Siendo $D_{T,R}$, la dosis absorbida medida debido a un tipo de radiación R en el tejido o órgano T, y W_R el factor de ponderación de la radiación. Se debe tener en cuenta que W_R no tiene dimensiones, por lo tanto la dosis equivalente se mide con la misma unidad que para dosis absorbida $J * Kg^{-1}$ es decir Sievert [S]. [3]

Con las definiciones anteriores, podemos relacionar definir:

Dosis efectiva colectivas [S]:

La dosis efectiva colectiva debida a valores de dosis efectivas individuales entre E_1 y E_2 , debidas a una fuente especificada en un periodo de tiempo ΔT se define como:

$$S(E_1, E_2, \Delta T) = \int_{E_1}^{E_2} E \left[\frac{dN}{dE} \right]_{\Delta T} dE \quad (7)$$

La dosis efectiva colectiva S podría también calcularse a partir de la expresión: $S = \sum E_i N_i$ donde E_i es la dosis efectiva media en un subgrupo i, y N_i es el número de individuos en este subgrupo sujetos de estudio. El periodo y el número de individuos sobre el que se suma la dosis efectiva deben ser siempre especificados. La unidad de dosis efectiva colectiva es julio por kilogramo ($J Kg^{-1}$) y su nombre especial es el sievert-persona (Sv persona). El número de individuos con una dosis efectiva en el rango de E_1 a E_2 , $N(E_1, E_2, \Delta T)$ es:

$$N(E_1, E_2, \Delta T) = \int_{E_1}^{E_2} E \left[\frac{dN}{dE} \right]_{\Delta T} dE \quad (8)$$

Y el valor medio de la dosis efectiva es $\bar{E}(E_1, E_2, \Delta T)$ en el intervalo de dosis efectivas individuales de E_1 y E_2 para un periodo de tiempo ΔT es:

$$\bar{E}(E_1, E_2, \Delta T) = \frac{1}{N(E_1, E_2, \Delta T)} \int_{E_1}^{E_2} E \left[\frac{dN}{dE} \right]_{\Delta T} dE \quad (9)$$

Dosis efectiva comprometida, $[E(\tau)]$:

Suma de los productos de las dosis equivalentes comprometidas en órganos y tejidos y de los factores de ponderación de tejido correspondientes a (w_τ) , donde τ es el tiempo de integración, en años, después de la incorporación. El periodo de compromiso se toma como 50 años para adultos y hasta la edad de 70 años para niños. [3].

Sobre las anteriores magnitudes dosimétricas, es lo que consideramos se deben estudiar para establecer el impacto en el público y los trabajadores asociados a las industrias de NORM, también se debe tener en cuenta la definición de los siguientes términos asociados a la protección radiológica de acuerdo con lo establecido por el OIEA:

Exposición del público:

“Exposición incurrida por los miembros del público procedente de fuentes de radiación, excepto cualquier exposición ocupacional o médica y la radiación natural local normal.” [3].

El límite de dosis efectiva al año para el público, establecido por la Resolución 18-1434 de 2002 es de 1 mSv.

Exposición ocupacional

“Se refiere a todas las exposiciones incurridas por trabajadores en su trabajo, con excepción de 1) las exposiciones debidas a actividades exentas que involucran niveles de radiación o fuentes exentas; 2) las exposiciones médicas; y 3) las debidas al fondo local de origen natural.” [3]

El límite de dosis efectiva al año para el personal ocupacionalmente expuesto, establecido por la Resolución 18-1434 de 2002, es de 20 mSv.

De lo anterior, es necesario resaltar que desde el OIEA, las exposiciones asociadas a fuentes naturales de radiación normalmente no han sido consideradas sujetas de regulación o seguimiento, siendo necesario que se realice por cada caso la evaluación de estas dosis y establecer los protocolos correspondientes para los trabajadores y poblaciones, de igual manera, evaluar la generación de desechos contaminados con NORM y la manera como estos serán dispuestos para no causar cargas adicionales a público en general, lo que llamamos justificación de las prácticas.

Justificación

“El proceso de determinar hasta qué punto (1) una actividad planificada que implica radiación es, en general, beneficiosa, es decir si los beneficios a los individuos y a la sociedad de introducir o de continuar la actividad compensan el daño (incluyendo el detrimento de la radiación) que resulta de la actividad; o (2) si una acción reparadora propuesta en una emergencia o una situación existente de exposición es probable, que en general, sea beneficiosa, es decir, si las ventajas a los individuos y a la sociedad (incluyendo la reducción en el detrimento de la radiación) de introducir o de continuar la acción reparadora compensan su coste y cualquier daño o destrucción que cause.” [3]

La justificación de estas prácticas asociadas a la exposición de materiales NORM en ese orden de ideas debe ser evaluada por los explotadores con la participación de la autoridad reguladora, qué para nuestro país el Ministerio de Minas y Energía.

Hablando de la exposición a radiación y dosis, estas magnitudes son de gran importancia en la protección del personal en las instalaciones en las que se manipulan materiales radiactivos o radiaciones ionizantes, tanto en la industria, investigación o en las aplicaciones médicas de la radiación; los conceptos de exposición a la radiación y dosis, es un papel relevante en las mediciones de radiación para estas prácticas. [5]

La exposición a radiación gamma y su concepto, se introdujo de manera temprana en la investigación de radioisótopos. Definido solo para fuentes de rayos X o gamma, existe una tasa de exposición fija en cada punto del espacio que rodea una fuente de intensidad fija. La exposición es lineal e isotrópica con la intensidad de la fuente de radiación, ya que duplicar la intensidad de esta también se duplica la tasa de exposición en todas las direcciones alrededor. La unidad de exposición básica utilizada por los rayos gamma se define en términos de carga dQ por la ionización que es creada por los electrones secundarios (electrones negativos y positrones) formados dentro de un elemento volumétrico de aire y masa dm . La unidad de exposición a radiación gamma en el sistema internacional (SI) es, culombio por kilogramo ($C \cdot kg$), relacionada a la unidad roentgen (R) así:

$$1R = 2.58 \times 10^{-4} C/kg \quad (10)$$

Por lo tanto, la exposición se define en términos de efecto de un flujo dado de rayos gamma en un volumen de prueba de aire y es una función no solo de la intensidad de la fuente de radiación, sino también de la geometría entre la fuente y el volumen de prueba, y cualquier atenuación que pudiese tener lugar entre los dos. Su medición requiere fundamentalmente la determinación de la carga debido a la ionización producida en el aire en condiciones específicas. En complemento con lo anterior, también está la obligación de rastrear cada electrón secundario creado por las interacciones primarias de rayos gamma en el volumen de prueba bajo consideración, y sumar las cargas de ionización formadas por ese electrón secundario hasta que llegue al final de su camino. Este requisito es a menudo difícil o imposible de alcanzar en la práctica real y, por lo tanto, los instrumentos diseñados para medir la exposición a los rayos gamma generalmente emplean aproximaciones que involucran el principio de compensación. En condiciones óptimas, la determinación de la carga de ionización de una cámara de ionización que está llena de aire puede dar una medida precisa de la exposición, por lo que la medición de la corriente de ionización indica la tasa exposición; no obstante, la forma de medir la exposición es mucho más compleja de lo que parece, toda vez que se define en términos de la ionización creada por todos los electrones secundarios en el punto donde se miden las dosis. Es decir, sería necesario seguir cada uno de los electrones secundarios en todo su rango energético y medir toda la ionización que es creada en su recorrido; en consecuencia, diseñar un equipo que sea capaz de medir todos los electrones secundarios creados por las energías típicas de la radiación gamma, no es útil; y ahí es donde entra en operación el principio de compensación, donde si el volumen de aire de prueba está rodeando un mar infinito de aire equivalente que se supone que está sujeto a la misma exposición durante el transcurso de la medición, y por tanto se producirá una compensación exacta. Es decir, toda la carga de ionización creada fuera del volumen de prueba a partir de los electrones secundarios que se formaron dentro del volumen se equilibra exactamente con la carga creada dentro del volumen de prueba a partir de los electrones secundarios formados en el aire circundante. [5]

Si suponemos que la producción por desintegración de los rayos X y gamma se conoce con precisión para el radionúclido de interés, la exposición por unidad de actividad de la fuente a una distancia conocida puede expresarse en las siguientes condiciones: (1) La fuente es suficientemente pequeña para que se mantenga la geometría esférica (es decir, el flujo de fotones disminuye a $1/d^2$, donde d es la distancia a la fuente). (2) No se produce atenuación de los rayos X o gamma en el aire u otro material entre la fuente y el punto de medición. (3) Solo los fotones que pasan directamente de la fuente al punto de medición contribuyen a la exposición, y se pueden despreciar los rayos gamma dispersos en los materiales circundantes. [5]

La tasa de exposición X se define entonces con la siguiente ecuación:

$$\dot{X} = \Gamma_{\delta} \frac{\alpha}{d^2} \quad (11)$$

Con α como la actividad de la fuente, Γ_{δ} la tasa de exposición constante para el radionúclido específico. El subíndice δ implica que se asumen que todos los rayos X y gamma emitidos por la fuente por encima de una energía δ contribuyen a la dosis, mientras que los que están por debajo de esta energía no penetran lo suficiente para ser de interés práctico. El valor de la constante gamma Γ_{δ} es particular de cada radionúclido y puede calcularse a partir del rendimiento de rayos gamma y las propiedades de absorción del aire depende de la energía de dicha radiación. Algunos valores de estos se muestran en la tabla 3.

Radionúclido	Γ^a
Antimonio-124	9,8
Cesio-137	3,3
Cobalto-57	0,9
Cobalto-60	13,2
Yodo-125	~0,7
Yodo-131	2,2
Manganeso-54	4,7
Radio-226	8,25
Sodio-22	12
Sodio-24	18.4
Tecnecio-99m	1.2
Zinc-65	2.7
La constante de tasa de exposición Γ está en unidades de (R.cm ²)/(hr.mCi). Fuente: The Health Physics and Radiological Health Handbook, Nucleon Lectern Associates, Olney, MD, 1984.	

Tabla 3: Constante de tasa de exposición para algunas fuentes comunes de rayos gamma de radioisótopos

En el efecto fotoeléctrico, la interacción predomina para las energías de rayos gamma típicas de las fuentes de radioisótopos que para el caso del cesio Cs-137 es de 663 keV. En la dispersión Compton, el fotón de rayos gamma que entra se desvía a través de un ángulo θ con respecto a la dirección original. El fotón transfiere una parte de su energía al electrón que se supone que inicialmente está en reposo, y que luego de la transferencia de energía, se le llama como electrón de retroceso. Con base a lo anterior, se puede ver que en este caso todos los ángulos de dispersión son posibles y la energía transferida al electrón puede variar de cero a una gran fracción de la energía de los rayos gamma. La forma en que se relaciona la transferencia de energía y el ángulo de dispersión para cualquier interacción puede simplemente derivarse escribiendo ecuaciones simultáneas para la conservación de la energía y el momento, así como se muestra en la figura 3:

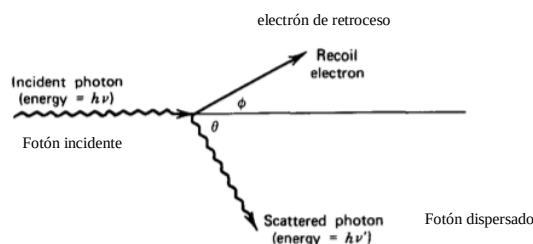


Fig. 3: Esquema de la dispersión Compton de la interacción de la radiación con la materia (De Radiation Detection and Measurement, Third Edition, Glenn E Knoll).

Donde podemos mostrar:

$$hv' = \frac{hv}{1 + \frac{hv}{m_0c^2}(1 - \cos\theta)} \quad (12)$$

Teniendo que m_0c^2 es la energía de la masa en reposo del electrón (0.511MeV). Para ángulos pequeños de dispersión θ , se transfiere muy poca energía. Una gráfica de la energía fotónica dispersa predicha de la ecuación antes mencionada, también se muestra en la figura 4 continuación [5]:

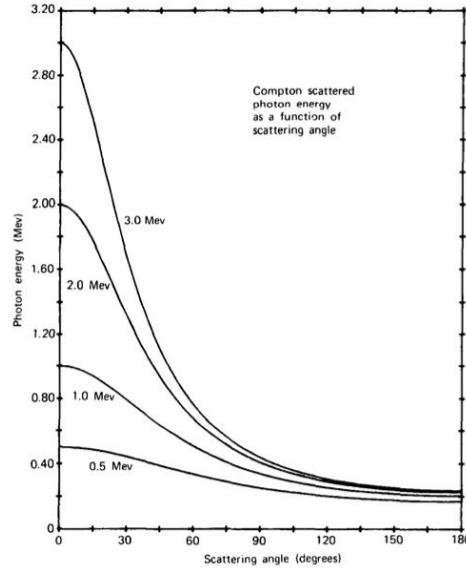


Fig. 4: Variación de energía de rayos gamma dispersos con ángulo de dispersión.
(De Radiation Detection and Measurement, Third Edition, Glenn E Knoll)

Parte de la energía original siempre es retenida por el fotón incidente, incluso en el extremo de $\theta=\pi$. Por lo que las siguientes ecuaciones describen algunas propiedades de la transferencia de energía en casos limitantes:

$$E_{e-}|_{\theta=\pi} = hv \left(\frac{2 \frac{hv}{m_0c^2}}{1 + 2 \frac{hv}{m_0c^2}} \right) \quad (13)$$

$$E_C \equiv hv - E_{e-}|_{\theta=\pi} = \left(\frac{hv}{1 + 2 \frac{hv}{m_0c^2}} \right) \quad (14)$$

En el límite de que la energía de rayos gamma incidente es grande, o $hv \gg m_0c^2$; esta diferencia de energía tiende hacia un valor constante dado por:

$$E_C \cong \frac{m_0c^2}{2} (= 0.256MeV) \quad (15)$$

La probabilidad de la dispersión de Compton por átomo del absorbedor depende del número de electrones disponibles como objetivos de dispersión y, por lo tanto, aumenta linealmente con Z . La

dependencia de la energía de los rayos gamma se ilustra en la figura 5 para el caso del yoduro de sodio y, en general, disminuye gradualmente con el aumento de energía.

El Cesio-137 es un isótopo radiactivo que se obtiene artificialmente y tiene un periodo de semidesintegración de 30,08 años; este decae mediante radiación β en Ba-137. De estos decaimientos el 94,6 % se produce a través de un estado excitado metaestable del bario, Ba-137m, el cual emite un cuanto de energía γ de 661,6 keV con un periodo de semidesintegración de 156 s pasando con ello al estado fundamental. El restante 5,4 % pasa directamente al estado fundamental del bario. Los electrones emitidos poseen una energía máxima de 513,97 keV y 1175,6 keV.

De acuerdo con lo anterior y la energía gamma γ mono energética en 661,6 keV este isótopo es bastante apropiado para el estudio del efecto Compton y para la calibración de energía.

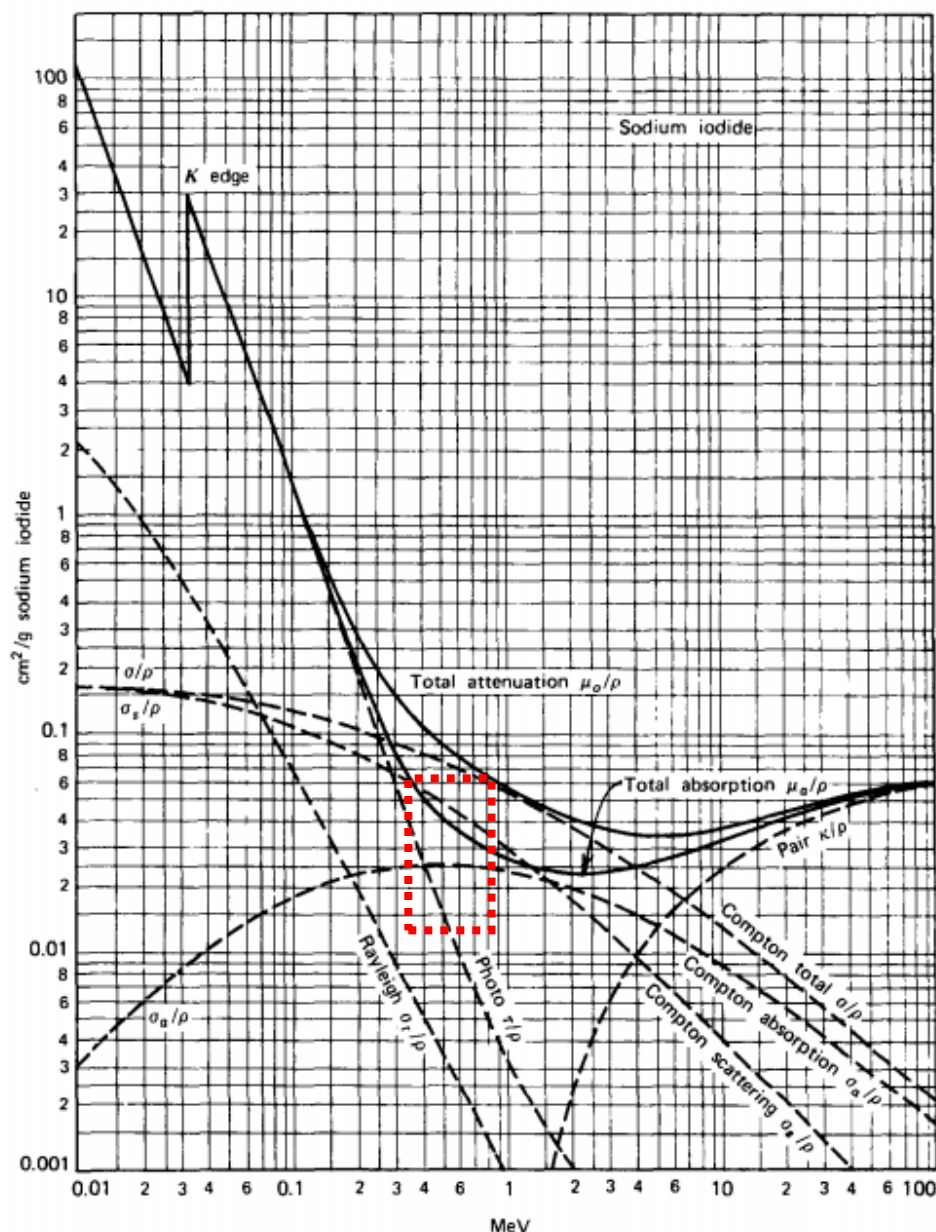


Fig. 5: Dependencia energética de los diversos procesos de interacción de rayos gamma en yoduro de sodio. (De *The Atomic Nucleus* por R. D. Evans. Copyright 1955 de McGraw-Hill Book Company).

La distribución angular de los rayos gamma dispersos se predice por la fórmula de Klein-Nishina para la sección transversal de dispersión diferencial $d\sigma/d\Omega$. [5]

$$\frac{d\sigma}{d\Omega} = Zr_0^2 \left(\frac{1}{1 + \alpha(1 - \cos\theta)} \right)^2 \left(\frac{1 + \cos^2\theta}{2} \right) \left(1 + \frac{\alpha^2(1 - \cos\theta)^2}{(1 + \cos^2\theta)[1 + \alpha(1 - \cos\theta)]} \right) \quad (16)$$

Donde $\alpha \equiv hv/m_0c^2$ y r_0 es el radio de los electrones clásicos. La distribución se muestra gráficamente en la figura 5 e ilustra la fuerte tendencia a la dispersión hacia adelante a valores altos de la energía de rayos gamma [5].

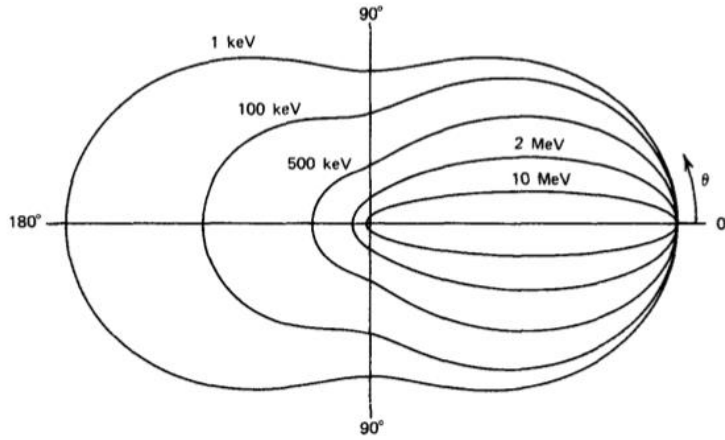


Fig. 6: Gráfica polar del número de fotones (que incide desde la izquierda) Compton disperso en un ángulo sólido unitario en el ángulo de dispersión θ . Las curvas se muestran para las energías iniciales indicadas. (De Radiation Detection and Measurement, Third Edition, Glenn E Knoll)

Utilizamos parámetros como la densidad y la humedad como indicadores básicos de calidad de algunos procesos, por ejemplo, en el asfalto de las carreteras. Determinar la densidad es sencillo en el laboratorio, pero no es tan fácil hallarla fuera de este; sin embargo, existen métodos no destructivos que nos permiten hallarla o estimarla, uno de ellos es a través de radiaciones por métodos de transmisión y dispersión.

En nuestro caso, nos centramos en la dispersión de radiación gamma; esta interacción de la radiación con la materia es conocido puesto que se sabe que la energía de los gamma, tiene un poder de penetración de mayo alcance dependiendo del medio y la densidad de este (varios centímetros). Es a través de la dispersión Compton (incoherente) de los fotones de radiación gamma que se puede hacer una estimación de la variación de la densidad en el material medido.

En los minerales que componen las formaciones que estarían sujetas de estudio de NORM, podemos encontrar infinidad de densidades; de ahí que desde un inicio del trabajo se halla establecido la necesidad de hacer una estimación sobre las densidades medidas aprovechando los procesos de dispersión. Dado a que como no se tiene acceso a los lados opuestos del material a medir, no podríamos utilizar la transmisión. [13]

El principio físico que fue simulado y luego realizado de manera experimental, se basa en que se tiene un flujo de radiación Compton que podemos asumir como proporcional a la densidad del medio con el que están interactuando. En la figura 7, se muestra el esquema de componentes que fueron utilizados en la simulación y en la medición. Utilizamos una fuente radiactiva de Cs-137 y un detector de radiación. La dispersión dentro de un volumen de medición V de manera ideal, genera fotones en todas las direcciones. El número de fotones S dispersados hacia el detector viene dado por la ecuación:

$$S = \frac{d\sigma}{d\Omega} \Delta\Omega \rho_e \Delta L N_i \quad (17)$$

donde $\left(\frac{d\sigma}{d\Omega}\right)$ es la sección transversal del diferencial de colisión, es decir, el ángulo sólido bajo el cual se ve el detector desde cualquier punto del volumen de medición, ρ_e es la densidad electrónica (electrones/cm³) del material, L es la longitud de la trayectoria del haz principal del volumen de medición (que se muestra en la Figura 7), N_i es el número de fotones incidentes que llegan a V. El uso de ρ_e en la ecuación anterior significa que cada electrón atómico está involucrado en el proceso de Compton y se da el valor de ρ_e por

$$\rho_e = \rho N_A (Z/A)_{efectiva} \quad (18)$$

donde ρ corresponde con la densidad de masa (gm/cm³) de la muestra, N_A es el número de Avogadro y Z/A sería la relación entre el número atómico efectivo y la masa atómica. De acuerdo con lo anterior, el número de fotones detectados (N) va depender del número de fotones dispersos S, así como de la atenuación a lo largo del camino dentro del material. Esto, para una fuente de radiación, geometría y condiciones particulares, esperando que el número N de fotones detectados sea proporcional a la densidad ρ del material. [13]

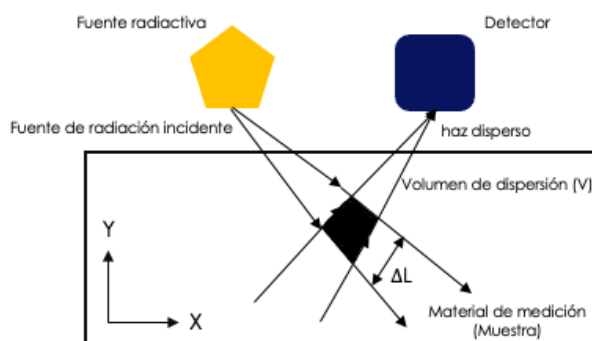


Fig. 7: Diagrama ideal de la interacción de la dispersión de la radiación detector-fuente

Así mismo, en el mercado encontramos los siguientes modos de operación:

a. Retro-transmisión o retro-dispersión

Este método es rápido y no destructivo. La fuente de emisiones gamma y los detectores permanecen dentro del equipo (densímetro), colocado sobre la superficie del material a analizar. Las emisiones gamma penetran el material evaluado; las emisiones que son recibidas por los detectores dentro del densímetro y son cuantificadas. La retro-transmisión es usada principalmente en capas delgadas, sean asfálticas o losas de concreto hidráulico.

En la figura 8 se relaciona un esquema de cómo operan los densímetros en el modo retro dispersión.

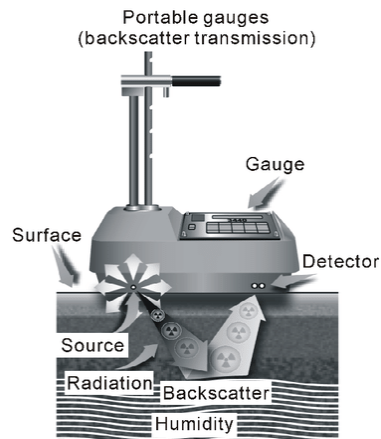


Fig. 8: Transmisión en modo de retro dispersión para medidores nucleares (Cooper, 2016)

b. Transmisión directa

En este modo de operación, la fuente gamma se posiciona a una profundidad específica, dentro de la capa del material a evaluar, mediante su inserción a través de un orificio de acceso. Las emisiones gamma son transmitidas a través del material, hacia los detectores, dentro del densímetro. La densidad de emisión promedio, entre la fuente gamma y los detectores es determinada. Este modo de operación minimiza la incertidumbre ocasionada por las superficies rugosas y la composición química del material evaluado, determinando una elevada exactitud en las mediciones. La transmisión directa es utilizada para la evaluación en capas con espesor de medio a grueso, de suelos, agregados, capas asfálticas y losas de concreto hidráulico.

En la figura 9, se muestra cómo funcionan la operación en transmisión directa de los equipos densímetros que se encuentran en el mercado dentro del país:

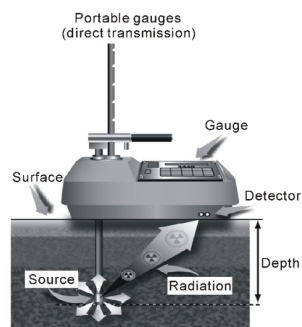


Fig. 9: Transmisión en modo de transmisión directa para medidores nucleares (Cooper, 2016)

De manera general para comprender la disposición de los elementos dentro de un densímetro nuclear se tienen los siguientes elementos que se muestran en la figura 10:

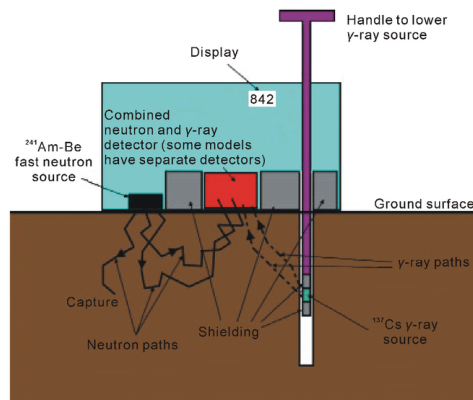


Fig. 10: Diagrama esquemático de los componentes básicos de un medidor nuclear (Cooper, 2016).

Si bien estos equipos existen en el mercado, se quiso utilizar en un inicio el mismo principio de manera que se pudiera hacer una primera medición de la densidad del lugar que se está midiendo, lo cual también de acuerdo con el arreglo experimental planteado; nos permitía verificar el funcionamiento adecuado del equipo y mediciones por números de cuentas con y sin fuente radiactiva; realizando la investigación correspondiente de cómo se relaciona el número de cuentas con un valor de densidad, no fue posible encontrar esta información, por lo cual se tomó los valores de tasa de dosis en $\mu\text{Sv/h}$ de los arreglos comparados con los valores sin material de interferencia como una medida de densidad y como una confirmación sobre el funcionamiento del equipo de NaI.

Por otro lado, es necesario analizar los diferentes tipos de detectores de radiación que se tienen en el mercado disponibles, así mismo, se debe considerar que algunas propiedades de estos, son generales y se aplican a todos con características similares. Es de resaltar, que la medición de radiación en el modo de retrodispersión, los fotones que entran al material deben reflejarse o dispersarse para llegar a los detectores. Los fotones emitidos desde la fuente penetran en el material y los detectores miden los fotones que fueron dispersados y que alcanzaron al detector; esta medición es ponderada por la densidad cercana a la superficie.

Las definiciones básicas de las propiedades del detector, así como la eficiencia y resolución energética, junto con algunos modos generales de operación y métodos de registro de los datos, sirven para clasificar las aplicaciones del detector. Tomando el modelo de detector simplificado supuesto, que está sometido a radiación; primero se debe entender la interacción de una partícula o cantidad cuántica de radiación en el detector, qué podría ser por ejemplo una única partícula alfa o un fotón individual de rayos gamma. Para obtener una respuesta del detector, es necesario que la radiación experimente interacción ya sea por efecto fotoeléctrico, Compton o producción de pares. El tiempo de interacción o de detección es muy pequeño (normalmente unos pocos nanosegundos en gases o unos pocos pico segundos en sólidos). Debido a que los tiempos son tan cortos en la práctica, se requiere que la deposición de energía de radiación sea corta; en consecuencia, el resultado de esta interacción en la mayoría de los detectores, es la aparición de una cantidad de carga eléctrica dentro del volumen activo del detector. En este caso, y el modelo de detector simplificado, se asume que se tiene una carga Q dentro del detector en el momento $t = 0$ resultante de la interacción de una sola partícula o cantidad de radiación, esta señal debe recolectarse para formar la señal eléctrica básica. Típicamente, la recolección de la carga se logra mediante la imposición de un campo eléctrico dentro del detector, lo que hace que las cargas positivas y negativas creadas por la radiación fluyan en direcciones opuestas. El tiempo requerido para recolectar completamente la carga varía mucho de un detector a otro. Por ejemplo, en las cámaras de ionización, el tiempo de recolección puede ser de unos pocos milisegundos, mientras que en los detectores de diodos

semiconductores el tiempo es de unos pocos nanosegundos. Estos tiempos reflejan tanto la movilidad de los portadores de carga dentro del volumen activo del detector como el promedio distancia que debe recorrerse antes de llegar a los electrodos de recolección.

Si tenemos un modelo en que se tiene un detector cuya respuesta a una sola partícula o cantidad de radiación es una corriente que fluye durante un tiempo igual al tiempo que requiere para la recolección de carga, en la figura 11 se muestra un ejemplo que muestra la dependencia del tiempo que la corriente del detector podría asumir, siendo t , el tiempo de recolección de carga.

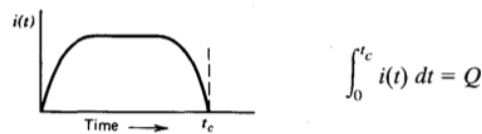


Fig. 11: Esquema de dependencia de respuesta de un detector en el tiempo vs recolección de carga (Gráfica tomada de *Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll*)

La integral en el tiempo del pulso de corriente es igual a Q , la cantidad total de carga generada en esa interacción específica.

En una situación real, se tienen muchos cuantos, de radiación, los cuales interactuarán durante un periodo de tiempo; en consecuencia, si la tasa de radiación es alta, pueden surgir situaciones en las que la corriente que fluye en el detector corresponde a más de una interacción en un momento dado. En este caso asumimos que la tasa de radiación es lo suficientemente baja como para que cada interacción individual dé lugar a una corriente que sea distinguible de todas las demás. La magnitud y la duración de cada pulso actual pueden variar según el tipo de interacción, así que una manera de ver como la corriente instantánea que fluye en el detector podría aparecer, se muestra de manera ilustrativa en la figura 12.

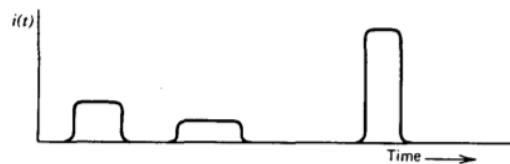


Fig. 12: Esquema de como se comporta un detector con una tasa de radiación baja, donde la corriente es distinguible (Gráfica tomada de *Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll*)

Se debe tener en consideración que debido a que la llegada de cuantos de radiación y su interacción, este es un fenómeno aleatorio regido por las estadísticas de Poisson, por lo que los intervalos de tiempo entre pulsos de corriente sucesivos también se distribuyen aleatoriamente.

En el caso del equipo IdentiFINDER y como ya ha sido mencionado antes, el mismo está compuesto por un espectrómetro de yoduro de sodio NaI, que corresponde con espectroscopia de radiación con centelladores, los cuales de acuerdo con las referencias se tuvo disponibilidad a principios de la década de 1950, siendo los detectores de centelleo de yoduro de sodio activado con talio los que permitieron el desarrollo de la espectroscopia de rayos gamma para realizarse con instrumentos pequeños y portátiles. Este desarrollo permitió que se tuviera disponible un detector práctico y portátil, que podía proporcionar una alta eficiencia para la detección de rayos gamma y, al mismo tiempo, tenía una resolución energética suficientemente buena para ser útil en la separación de las contribuciones de las fuentes de rayos gamma polienergéticos. La espectroscopia de rayos gamma utilizando centelladores se ha convertido en una ciencia madura con aplicaciones en una impresionante variedad de campos técnicos que sigue siendo muy

útil en diferentes aplicaciones a la fecha y debido a estas ventajas fue seleccionado como el instrumento a ser utilizado para el desarrollo del prototipo del que trata este trabajo de grado.

Este tipo de detector fue prácticamente el primer medio práctico de detección de sólidos utilizando espectroscopía de rayos gamma, el yoduro de sodio (NaI) a la fecha, sigue siendo el material de centelleo más utilizado para las aplicaciones de espectrometría; y esto se debe a su rendimiento lumínico sumamente bueno, su excelente linealidad y el alto número atómico del componente del yodo ($Z_{I-131} = 53$). Para explicar las razones por las que a la fecha este tipo de detector sigue siendo tan utilizado nos debemos remontar a 1984, cuando R. Hofstadter demostró que el cristal NaI dopado con Tl producía una cantidad de luz de centelleo excepcionalmente alta comparada con los centelladores orgánicos conocidos.

Se pueden hacer crecer grandes cristales de NaI que son dopados con una fracción molar de Tl de 10^{-3} . Este material es altamente higroscópico y se deteriora debido a la absorción de agua si está en contacto con la atmósfera; es por esta razón que, estos materiales siempre están encapsulados para que puedan ser utilizados en esta aplicación. Además, es un material bastante frágil y se puede dañar fácilmente por estrés mecánico o térmico, el NaI(Tl) presenta una pequeña pero medible no proporcionalidad de la respuesta en función de la energía depositada. El tiempo de decaimiento dominante es de aproximadamente 230 ns, demasiado largo si se quiere aplicar con tasas de conteo altas, pero efectivo para tasas de conteo bajas.

Ahora, para que un detector sirva como un espectrómetro de radiación gamma, este deberá realizar dos funciones distintas:

- Primero debe actuar como un medio de conversión, donde los rayos gamma incidentes tienen una probabilidad razonable de interactuar para producir uno o más electrones rápidos;
- Segundo, debe funcionar como un detector convencional para estos electrones secundarios.

Entonces, debemos suponer primero que el detector es suficientemente grande para que el escape de electrones secundarios (y cualquier bremsstrahlung creado a lo largo de su trayectoria) no sea significativo. Para los rayos gamma incidentes de unos pocos MeV, los electrones secundarios más penetrantes también se crearán con una energía cinética de MeV, lo cual es útil para identificar los picos energéticos característicos para los materiales radiactivos objeto de estudio.

El rango de energía en los detectores sólidos típicos es de unos pocos milímetros (la mayoría de los fotones bremsstrahlung generados a lo largo de la interacción serán notablemente menos penetrantes). Por tanto la suposición de la absorción completa de electrones implica, por lo tanto, un detector cuya dimensión mínima es de al menos un centímetro; en consecuencia, solo una pequeña fracción de los electrones secundarios, que se crean más o menos al azar en todo el volumen del detector, se encuentran dentro de un rango de valores de la superficie y podrían escapar; esto se verifica con la simulación inicial del detector en un tanque de agua, donde se evidencia que la cantidad de radiación que se genera desde la fuente radiactiva genera radiación primaria y secundaria, solo una porción de esa radiación es detectada por el equipo. [5]

La figura 13 muestra la respuesta de detector de NaI para una fuente radiactiva monoenergética. En el eje horizontal se relaciona el nivel de energía y el eje vertical la cantidad de fotones que son registrados, el espectro es muy amplio debido a que no siempre se puede medir el total de la energía del fotón incidente; y esto se debe a los diferentes procesos que se suceden dentro del detector; este está compuesto por un material centellador y un fotomultiplicador.

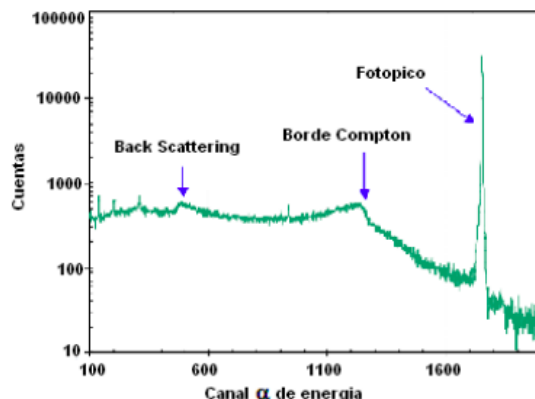


Fig. 13: Espectro característico de radiación ilustrativo de una fuente monoenergética. (Gráfica tomada de Espectroscopía de rayos gamma: Caracterización del Centellador NaI(Tl) de Harsbam)

De la figura anterior, es necesario saber que el dato más importante en el espectro de radiación de la respuesta a una muestra, es el valor del fotópico que sucede cuando toda la energía del fotón es capturada por el detector, ya que es a partir de este valor, comparándolo con valores ya tabulados, que se puede comprobar la naturaleza de la fuente radiactiva, teniendo en cuenta que la energía es característica para cada radionúclido, y es esto lo que nos permite realizar la identificación y caracterización a través de este mecanismo.

Resolución en energía

Algunas aplicaciones de los detectores de radiación tienen como objetivo medir la distribución de energía de la radiación incidente. Esto es la espectroscopía de radiación, por lo que, si se irradia el detector con una fuente de radiación monocromática, se obtiene la denominada función de respuesta del detector para la energía empleada.

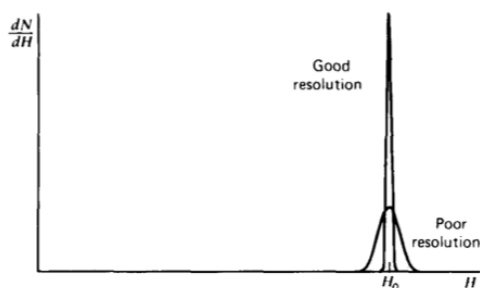


Fig. 14: Ejemplo de dos funciones de respuesta de dos detectores con resolución relativamente buena y otra no deficiente. (De Radiation Detection and Measurement. Third Edition. Glenn E Knoll)

En la figura 14, se muestra la respuesta de dos detectores que han registrado el mismo número de pulsos, es decir, el área encerrada por ambos picos es la misma. Aunque ambos picos están centrados en el mismo valor medio, H_0 , la anchura de la distribución con peor resolución es mucho mayor; por lo que se refleja que se han registrado una gran cantidad de fluctuaciones entre pulso y pulso; sin embargo, la cantidad de energía depositada por cada pulso es la misma que en el otro caso. Si se disminuye la cantidad de fluctuaciones, la anchura de la distribución también disminuye y el pico se aproximará cada vez más a una función delta; ahora, cuanto más se mejora la anchura de esta distribución, mayor es la capacidad del detector para resolver con detalle picos de energías muy próximas.

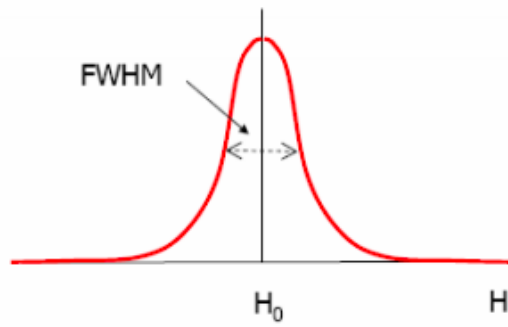


Fig. 15: Esquema de la FWHM para un pico de energía H_0

De acuerdo con lo mostrado en la figura 15, la resolución en energía de un detector se expresa como:

$$R = \frac{FWHM}{H_0} \quad (19)$$

Donde FWHM, es “full width at half maximum” por sus siglas en inglés; es el ancho de la distribución medida a la altura media del pico, y H_0 , es el centro del mismo. La resolución, se trata de una magnitud adimensional que se suele expresar en porcentaje, por lo que cuando sea menor la resolución en energía del detector, mayor será su capacidad de distinguir dos radiaciones con energía muy próximas. Los detectores semiconductores de diodo empleados en espectroscopia con partículas α , pueden llegar a tener resoluciones menores al 1%; por el contrario, los detectores centelladores empleados en espectroscopia de rayos γ presentan una resolución del 5-10%. Sin embargo, también existen diversas fuentes de ruido que provocan las fluctuaciones en la respuesta del detector. Entre ellas se deben destacar:

- El ruido aleatorio intrínseco del propio detector,
- El ruido estadístico y
- Cualquier desviación de las condiciones de medida durante la misma.

Se debe tener en cuenta qué ruido estadístico constituye una de las fuentes más importante de fluctuaciones y esto es debido a la naturaleza discreta de la propia señal del detector; por lo que constituye una fuente mínima irreducible de ruido, no importando cuanto se mejore el sistema detector, y por ello, es el factor de ruido más limitante.

Para el equipo Identifinder utilizado en este trabajo se tiene una resolución de $\leq 8\%$ para energías de 662 keV.

Eficiencia

Esta, nos da información del número de pulsos contados por el detector en relación al número de partículas incidentes. En el caso de partículas cargadas, como partículas α y β , éstas depositan su energía a través de excitaciones o ionizaciones justo a la entrada del detector; mientras recorren cierta distancia dentro de su rango forman numerosos pares de iones, creando así un pulso suficiente para ser registrado por el detector, en estas condiciones, los detectores para partículas α y β tienen una eficiencia del 100% incluso sin ser muy gruesos. Por el contrario, los fotones o neutrones deben sufrir una interacción que sea significativa para poder ser detectada, y esto se debe a que pueden recorrer grandes distancias entre interacciones, en este caso, los detectores no tienen habitualmente eficiencia del 100%. Se define la eficiencia absoluta de detección como la relación entre número de pulsos registrados por el detector y el número de partículas emitidas por la fuente de radiación:

$$\varepsilon_{abs} = \frac{n^{\circ} \text{ de pulsos registrados}}{n^{\circ} \text{ de partículas emitidas por la fuente}} \quad (20)$$

La eficiencia absoluta depende no sólo de las propiedades del detector sino también de la geometría del montaje del sistema de detección (distancia fuente-detector y tamaño del detector principalmente)

Se define también la eficiencia intrínseca como el número de pulsos registrados por el detector en relación al número de partículas que llegan al mismo.

$$\varepsilon_{int} = \frac{n^{\circ} \text{ de pulsos registrados}}{n^{\circ} \text{ de partículas incidentes}} \quad (21)$$

La eficiencia intrínseca depende principalmente del material detector, de la energía de la radiación incidente y del grosor del detector en la dirección de incidencia de la radiación.

Ambas eficiencias están relacionadas a través de la relación:

$$\varepsilon_{int} = \varepsilon_{abs} \left(\frac{4\pi}{\Omega} \right) \quad (22)$$

Donde Ω , es el ángulo sólido del detector visto desde la fuente.

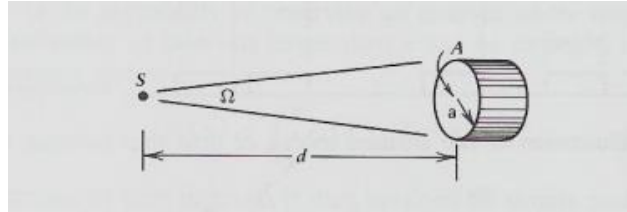


Fig. 16: Esquema de fuente puntual de radiación y detector con su ángulo sólido de detección

Como ejemplo, para una fuente puntual localizada a lo largo del eje de un detector cilíndrico (figura 16), el ángulo sólido viene dado por:

$$\Omega = 2\pi \left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + a^2}} \right) \quad (23)$$

En el caso que $d \ll a$, tenemos:

$$\Omega \cong \frac{\pi a^2}{d^2} \quad (24)$$

Tiempo muerto:

En cualquier sistema de detección, es necesario que transcurra un cierto tiempo entre dos sucesos consecutivos para que puedan ser registrados como procesos independientes; esta separación temporal mínima entre sucesos se denomina tiempo muerto del detector. Esto se debe al propio detector y/o en a la electrónica asociada al equipo.

Dada la naturaleza aleatoria de los decaimientos radiactivos siempre existe la probabilidad de perder eventos verdaderos debido a que están separados muy poco respecto del evento precedente. Estas pérdidas por tiempo muerto son muy importantes a tasas altas de recuento y se deben tener en cuenta las correcciones pertinentes.

En el caso de los centelladores de NaI, este es un centellador inorgánico con sólidos cristalinos que emiten luz de centelleo debido a su estructura cristalina.

La estructura de bandas de energía de un cristal puro consta de tres bandas:

- A. Banda de valencia: se hallan los electrones que están ligados a la estructura de la red cristalina. Es la banda de menor energía.
- B. Banda de conducción: se hallan los electrones que tienen suficiente energía para migrar desde la banda de valencia y moverse por el cristal.
- C. Banda prohibida o gap: los electrones no pueden hallarse en esta banda cuando el cristal es puro.

En un cristal puro, la dimensión del gap o la banda prohibida es tal, que el fotón resultante de la transición de un electrón de la banda de conducción a la banda de valencia tiene una energía excesivamente alta y no pertenece a la luz visible.

Para aumentar la probabilidad de que se produzcan fotones visibles en las transiciones electrónicas se añaden impurezas denominadas activadores. Estos activadores crean niveles de energía intermedios en la banda prohibida o gap, de forma que, si el electrón cae desde uno de estos niveles intermedios a la banda de valencia, se emiten fotones en el visible (figura 17). Por ello, estos niveles se denominan centros de luminiscencia o recombinación.



Fig. 17: Estructura de bandas de un material centellador entre la banda de conducción y banda de valencia.

Cuando una partícula cargada atraviesa el detector, se crea un gran número de pares electrón-hueco, al migrar los electrones a la banda de conducción; en consecuencia, cuando un electrón de la banda de valencia migra a la banda de conducción se crea un hueco, que rápidamente ocupará e ionizará uno de los centros activadores, ya que su energía de ionización es menor que la propia de la red. El electrón por otro lado, se mueve libremente por el cristal hasta que se encuentra con un activador ionizado. Si el estado del activador que se forma es una configuración excitada con transición permitida a la banda de valencia, la desexcitación se producirá de forma rápida y con alta probabilidad de emisión del correspondiente fotón. Si los activadores se eligen correctamente, la transición estará en el rango visible. La vida media de los estados excitados es de 50-500ns mientras que el tiempo de migración de electrón es mucho más corto. Por ello, es el tiempo de decaimiento de los estados excitados el que determina las características temporales de la emisión de la luz de centelleo.

Material centelleador	NaI	BGO	LSO	GSO
Densidad (g/cm ³)	3.67	7.13	7.40	6.71
Numero atómico efectivo (Z_{eff})	51	75	66	59
Coefficiente de atenuación lineal (cm ⁻¹)	0.34	0.95	0.88	0.70
Índice de refracción	1.85	1.8	1.9	1.85
Producción de luz [%NaI(Tl)]	100	10-20	75	20
Constante de decaimiento (ns)	230	300	47	56
Longitud de onda emitida (nm)	415	480	420	440

Tabla 4: Algunas propiedades de algunos centelladores inorgánicos

El tiempo de decaimiento dominante es 230 ns para un detector de NaI, lo cual es demasiado largo si se quiere aplicar con tasas de conteo altas. El uso de materiales centelleadores como detectores de radiación no sería posible sin dispositivos que convierten la luz de centelleo, que es un pulso extremadamente débil, en una señal eléctrica. Los fotomultiplicadores convierten señales luminosas débiles, de unos centenares de fotones, en un pulso de corriente útil sin añadir mucho ruido a la señal. El esquema básico de un fotomultiplicador se ilustra en la figura 18. Los dos principales componentes de un fotomultiplicador son el fotocátodo y el multiplicador de electrones.

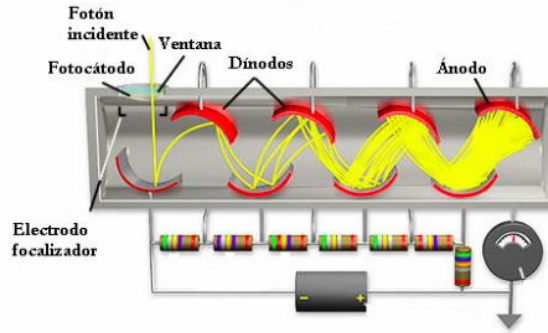


Fig. 18: Esquema de un fotomultiplicador

El fotocátodo constituye una capa fotosensible que convierte los fotones de luz incidentes en electrones de baja energía por efecto fotoeléctrico. Este proceso de fotoemisión se produce en tres etapas: (a) el fotón incidente se absorbe y su energía se transfiere a un electrón del material fotosensible, (b) el electrón migra por la superficie del fotocátodo, (c) el electrón sale del fotocátodo. Si los fotones constituyen un pulso de centelleo, los fotoelectrones producidos por el fotocátodo formarán un pulso de duración similar. La carga de los fotoelectrones es demasiado pequeña para proporcionar una señal eléctrica útil. De ahí la necesidad del multiplicador de electrones. El multiplicador de electrones de un fotomultiplicador basa su funcionamiento en el fenómeno de emisión de electrones secundarios. Los fotoelectrones que salen del fotocátodo son acelerados para impactar en la superficie de un electrodo, llamado dínodo. Si el material del dínodo ha sido seleccionado adecuadamente, la energía depositada por cada electrón produce la reemisión de dos o más electrones. Los electrones que proceden del fotocátodo tienen energías del orden de 1 eV o menos, y son acelerados por una diferencia de potencial positiva de varios centenares de voltios. Por ello, es posible que cada electrón emita unos 30 electrones secundarios por cada 100 V de voltaje acelerador. El factor multiplicativo para un dínodo viene dado por:

$$\delta = \frac{\text{nº de electrones secundarios emitidos}}{\text{electron incidente}} \quad (25)$$

Para conseguir ganancias del orden de 10^6 , se necesitan varias etapas. Los electrones, tras abandonar el fotocátodo, llegan al primer dínodo y producen δ electrones secundarios por fotoelectrón incidente. Estos electrones secundarios tienen muy baja energía, típicamente unos pocos eV, y son dirigidos hacia el segundo dínodo mediante campos electrostáticos. El proceso se repite sucesivamente, en N etapas, obteniendo una ganancia total:

$$\text{ganancia} = \alpha * \delta^n \quad (26)$$

donde α es la fracción total de fotoelectrones que llegan al multiplicador de electrones y toma un valor próximo a la unidad para tubos bien diseñados.

1.4. GEANT4

Este programa es una herramienta de simulación orientado a objetos para detectores y las interacciones de la radiación con la materia. Tiene una interfaz gráfica que permite no solo obtener los datos de la simulación, sino ver las interacciones de las radiaciones con los diferentes materiales.

Con esta herramienta se cubren los procesos físicos más importantes, como son los hadrónicos, electromagnéticos, de desintegración; para rangos de energías que van desde los eV a los TeV, incluyendo simulaciones de neutrones de baja energía y térmicos. Este software también está en la posibilidad de realización de modelado biológico.

Es una herramienta muy reconocida y utilizada por los investigadores que trabajan en el área de Física de altas energías, siendo también utilizada en las áreas de diseño de detectores, experimentación de radiaciones, física nuclear y otras aplicaciones asociadas con las radiaciones.

I. MATERIALES Y MÉTODOS

En el trabajo se elaboró un prototipo de dispositivo compuesto por un equipo identificador de radionúclidos IdentiFINDER, que está construido con un detector de yoduro de sodio (NaI), así mismo se utilizó una fuente radiactiva de ^{137}Cs con la cual se realizaron las mediciones de densidad de unas muestras de material. Sin embargo, para la comprensión de los resultados, es necesario entender que, aunque se conocen muchos posibles mecanismos de interacción para los rayos gamma en la materia, existen diferentes tipos de interacción principales: absorción fotoeléctrica, dispersión de Compton y producción de pares. Estos procesos conducen a la transferencia ya sea parcial o completa de la energía del fotón de rayos gamma a la energía electrónica.

Los equipos identifinder son dispositivos portátiles de identificación de radionúclidos que son ampliamente utilizados en el mundo; dado a que estos sirven para detectar, ubicar, medir e identificar fuentes radiactivas. Debido a la forma como están contruidos, tanto el detector de Yoduro de sodio (NaI) y su electrónica asociada, para este equipo se tienen alertas rápidas visibles, audibles y táctiles que aceleran las medidas de respuesta; sumado a su tamaño y peso, haciéndolo portátil, lo hace adecuado para condiciones de trabajo en campo.



Fig. 19: Imagen de un equipo IdentiFINDER. Imagen de manual de equipo

Estos equipos tienen diferentes características de acuerdo con su aplicación; sin embargo en este trabajo se utilizó un equipo identiFINDER R400 el cual de acuerdo con el datasheet del equipo cuenta con un detector Gamma de yoduro de sodio (NaI) dopado con talio (Tl) con unas dimensiones de 35 mm x 51 mm (28 cm³), también cuenta con un detector gamma (tubo GM) de alta tasa de dosis, un rango de energía

gamma desde 20 keV hasta 3 MeV y una medición de rango de dosis que va desde los 0,01 $\mu\text{Sv/h}$ hasta los 10 mSv/h. El identiFINDER R400 proporciona a los operadores una capacidad de medida precisa y su tamaño y peso lo hace adecuado para varios escenarios de monitoreo, incluidos todo tipo de mediciones, respuesta ante emergencias y monitoreo ambiental. [6]

Para el alcance de este trabajo, la manera como se va a medir la radiación emitida es a través de dos mecanismos, el efecto fotoeléctrico y el efecto Compton; toda vez que la producción de pares en este caso no se puede generarse, dado a que la energía de los rayos gamma debe ser a 1,022 MeV para que la interacción sea posible, y la fuente radiactiva a utilizar de Cs-137 no tiene esta energía.

Inicialmente, se realizó una tomografía computarizada al equipo Identifinder para confirmar las dimensiones del detector de NaI en su interior, posteriormente se realizó una primera simulación en el programa GEANT4 del arreglo experimental, utilizando diferentes configuraciones del conjunto detector- fuente; de manera que se determinara la mejor configuración para realizar el montaje experimental.

Esta primera simulación se realizó para un bloque de agua y sobre los resultados, se tomó la decisión sobre la configuración en la que se obtenían mejores datos y resultados, lo cual es detallado en la sección resultados de la simulación.



Fig. 20: Tomografía realizada al equipo Identifinder, con la cual se confirmó las dimensiones del cristal de NaI la cual se encuentra señalada en la línea punteada naranja

Para realizar las mediciones experimentales se utilizaron los siguientes materiales:

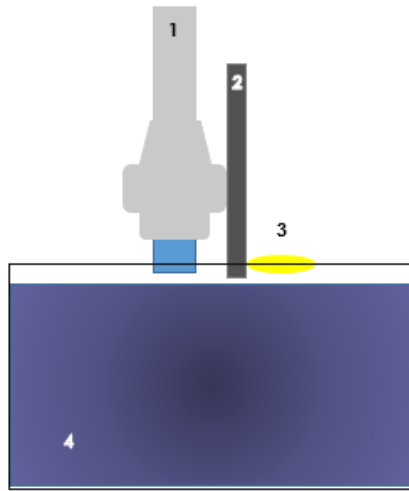
1. Equipo Identifinder.
2. Fuente radiactiva de Cs-137 actividad 18050 Bq del 12/02/2007.
3. Base de aluminio para sostener Identifinder.
4. Soportes universales.
5. Blindaje de plomo de espesor de 16,65mm.
6. Contenedor de plástico.
7. Fosfita de pesca Boyacá con posible concentración de ^{226}Ra
8. Agua
9. Bloque patrón de referencia estándar del equipo densímetro similar al polipropileno.
10. Contenedor de icopor.



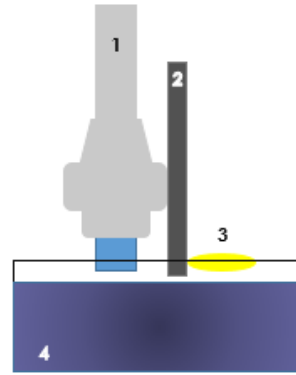
Fig. 21: Materiales utilizados en el montaje experimental y referencias de identificación de cada elemento

El montaje experimental se realiza con una base de aluminio para sostener el equipo Identifinder, esta base cuenta con los soportes para garantizar la reproducibilidad de las condiciones de medida para los diferentes materiales de medición. Se utilizaron soportes universales para sostener el blindaje de plomo entre el equipo detector Identifinder y la fuente radiactiva de Cs-137. La configuración utilizada se muestra de manera gráfica en el diagrama de la figura 22.

Configuración contendor 1



Configuración contendor 2



Montaje experimental:

1. Equipo identifinder.
2. Placa de plomo.
3. Fuente radiactiva
4. Contenedor para materiales de medición

Fig. 22: Esquema de vista frontal del montaje experimental realizado para la medición de concentraciones de U-Th-K

En la figura 24 se muestra el montaje experimental (vista superior) sin el equipo de Identifinder instalado el cual fue basado en el esquema mostrado en la figura 22. En la figura 24 se relaciona la vista superior del montaje con equipo Identifinder y la fuente radiactiva.



Fig. 23: Montaje experimental con bases. Vista superior



Fig. 24: Vista superior del montaje experimental completo

El blindaje de plomo se utilizó para que no generar contribuciones por el haz directo de radiación de la fuente radiactiva, de acuerdo con el montaje más apropiado que fue simulado a través de la herramienta GEANT4; esto garantizando la generación de la interacción mediante retro dispersión del material evaluado de manera que estas reacciones y de acuerdo con lo que se explica en el marco teórico del presente documento, se tenga la relación de la densidad de la muestra evaluada a través de la identificación del pico energético del Cs-137 y el número de cuentas o de radiación que mide el detector.

Luego de haber validado la disposición más adecuada para el montaje a través de la simulación, se procedió a replicar el mismo y hacer las diferentes mediciones reproduciendo las condiciones en cada medición, pero cambiando la muestra de material medido para obtener los espectros correspondientes que se muestran más adelante. Estas mediciones corresponden con:

1. Medición con el equipo Identifinder sin material para evaluar, fondo natural.
2. Medición con el equipo Identifinder sin material para evaluar, fondo natural; junto con la fuente de Cs-137.
3. Medición con el equipo Identifinder con agua, junto con la fuente de Cs-137.
4. Medición con el equipo Identifinder con Agua.
5. Medición con el equipo Identifinder con Fosfito. Esto se muestra en la figura 27.
6. Medición con el equipo Identifinder con Fosfito, junto con la fuente de Cs-137.

Con el bloque de referencia y debido a las dimensiones del mismo, se realizó un montaje ligeramente diferente y fue necesario un contenedor de icopor con las mismas dimensiones del bloque de referencia para hacer unas segundas mediciones con aire, agua y fosfito.

Más adelante se muestran los montajes con vistas superiores en aire, con fosfito, con agua y el bloque patrón.



Fig. 25: Montaje experimental para fondo natural. Vista superior



Fig. 26: Montaje experimental para fondo natural con la fuente de Cs-137. Vista Superior



Fig. 27: Montaje experimental para fosfita. Vista superior



Fig. 28: Montaje con el bloque de referencia. Vista superior

Para los montajes mencionados anteriormente, se dispuso un arreglo con las dimensiones mostradas en la tabla 5 desde la vista superior:

Referencia	Dimensión
Altura h:	90,25+/-0,05mm.
X1	223,40+/-0,05mm
X2	248,45+/-0,05mm
X3	264,90+/-0,05mm
X4	286,00+/-0,05mm
X5	127,15+/-0,05mm
X6	121,10+/-0,05mm
X7	X5-Dfuente
X8	71,60+/-0,05mm
X9	153,55+/-0,05mm

Tabla 5: Dimensiones asociadas al esquema mostrado en la figura 22.

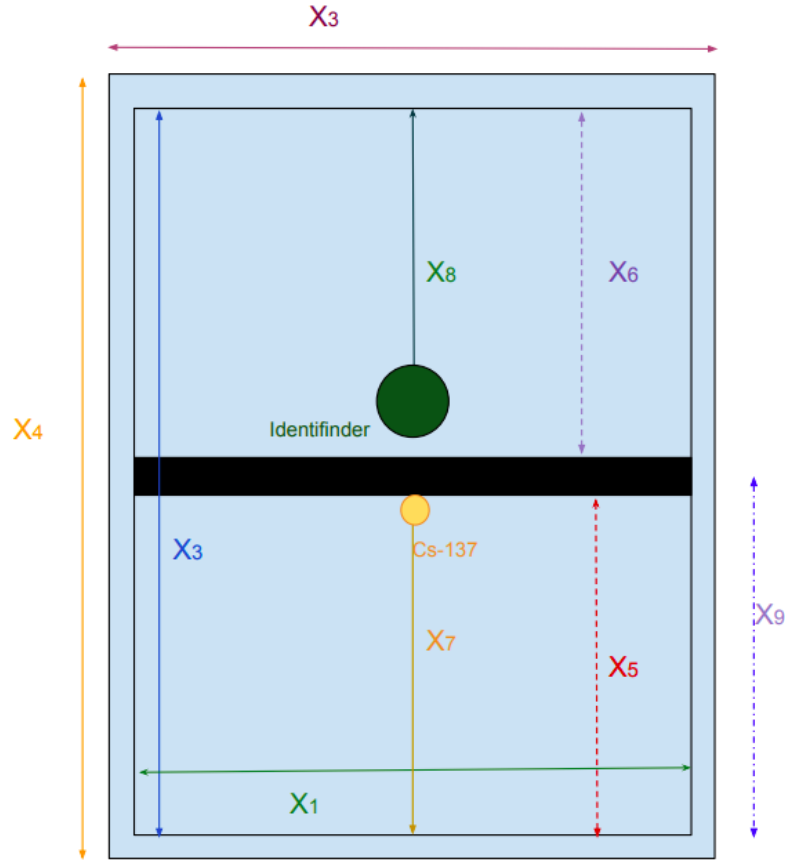


Fig. 29: Dimensiones del diseño experimental con vista superior sobre el mismo

Adicional al montaje relacionado antes, se realizó un segundo montaje cambiando el recipiente que contenía los materiales a evaluar, para realizar la comparación sobre los primeros resultados.

II. RESULTADOS SIMULACIÓN

Detector de NaI

Las dimensiones del detector usadas en la simulación son 35 mm de radio y 51 mm de ancho. El resultado de la tomografía fue sutilmente diferente, pero en esta etapa se escogió las dictadas por el fabricante. Se eligieron dos recubrimientos para el cristal: una capa reflectora de MgO (esto lo suponemos de la construcción estándar de este tipo de detectores) y el recubrimiento de aluminio. De la tomografía, no fue tan claro si existía un intermedio de aire entre las capas. En la simulación, los recubrimientos en mención tienen un espesor de 1 mm cada uno (ver la figura 30). Todos los parámetros geométricos podrían cambiarse en el código, pero a excepción de los registros en el borde compton y el backscattering, las diferencias en el espectro captado por el detector en la simulación, no son tan grandes por lo que se optó por no ser demasiado detallistas.

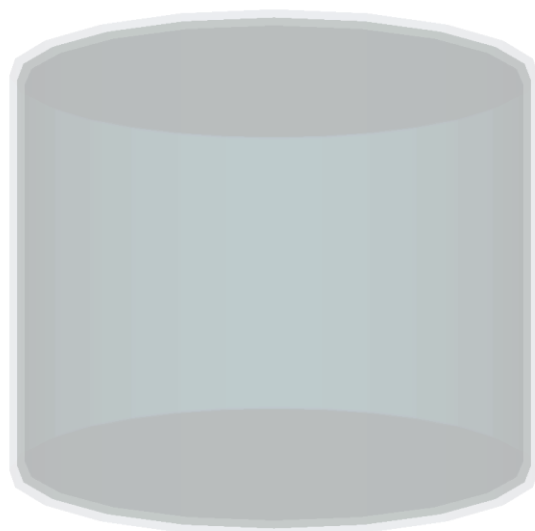


Fig. 30: Imagen de la simulación del NaI con dos recubrimientos, uno de MgO y otra de aluminio

Montaje

Se escogieron dos configuraciones límites para el detector: una en donde está ubicado horizontal y la otra vertical. Dada las simetrías del cilindro, cualquier otra posición geométrica intermedia no superará la eficiencia de detección de estas dos configuraciones.

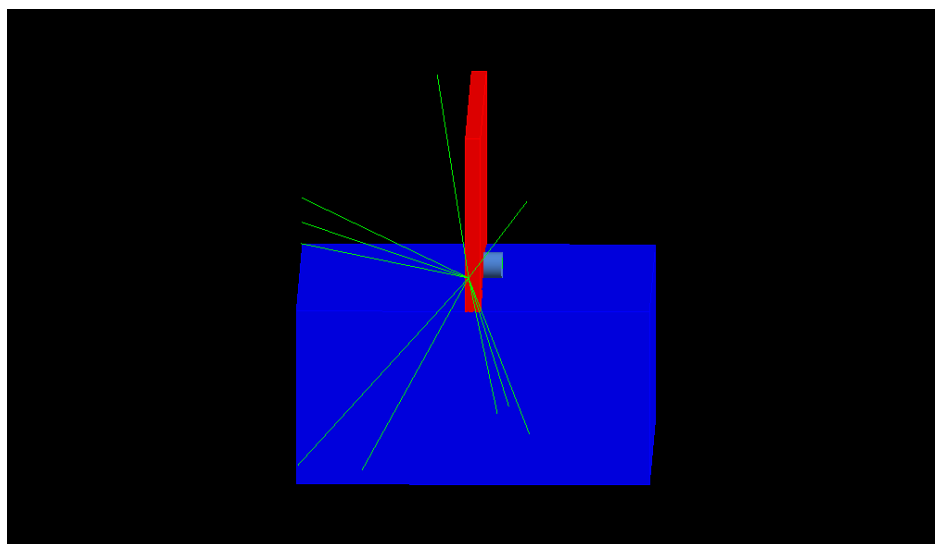


Fig. 31: Simulación de la interacción del detector en la ubicación horizontal. Bloque azul cubo de agua, bloque rojo blindaje de plomo, cilindro azul claro detector de NaI, líneas verdes fuente de radiactiva y trayectoria de los haces de radiación.

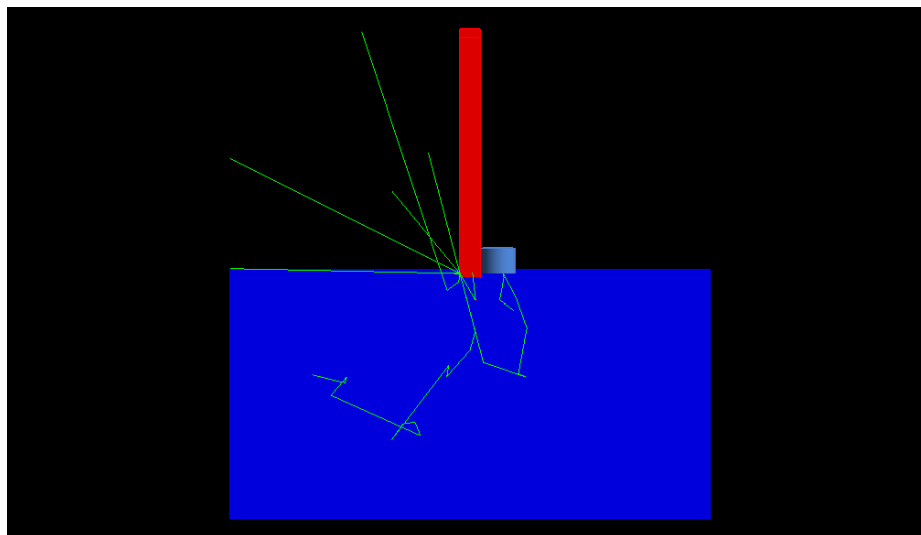


Fig. 32: Simulación de la interacción del detector en la ubicación horizontal. Bloque azul cubo de agua, bloque rojo blindaje de plomo, cilindro azul claro detector de NaI, líneas verdes fuente de radiactiva y trayectoria de los haces de radiación.

El bloque de agua (cubo azul), tiene un área de 1 m² y una profundidad de 50 cm. La placa de plomo (rojo) tiene una altura de 50 cm, largo de 1 m y espesor de 42 mm. Este último parámetro se escogió puesto que para esta dimensión de plomo se tiene una atenuación completa del 99% de la radiación de una fuente de Cs-137.

Se procede a mover la fuente y el detector en pasos discretos en cada una de las anteriores configuraciones, alejando estos elementos en la línea perpendicular respecto al plano del blindaje.

Simulación

Previo a la simulación en cada montaje, se verificó que el espectro del detector se comportara adecuadamente al exponerse a una fuente puntual de Cs-137 con actividad de 0.93412 MBq ubicada a 20 cm por un tiempo de 10 segundos. De la gráfica se ve que las cuentas totales en el detector son alrededor de 231 CPS que, según los documentos por el fabricante del Identifinder, debería registrar una tasa de dosis de 1.783 μ Sv/h.

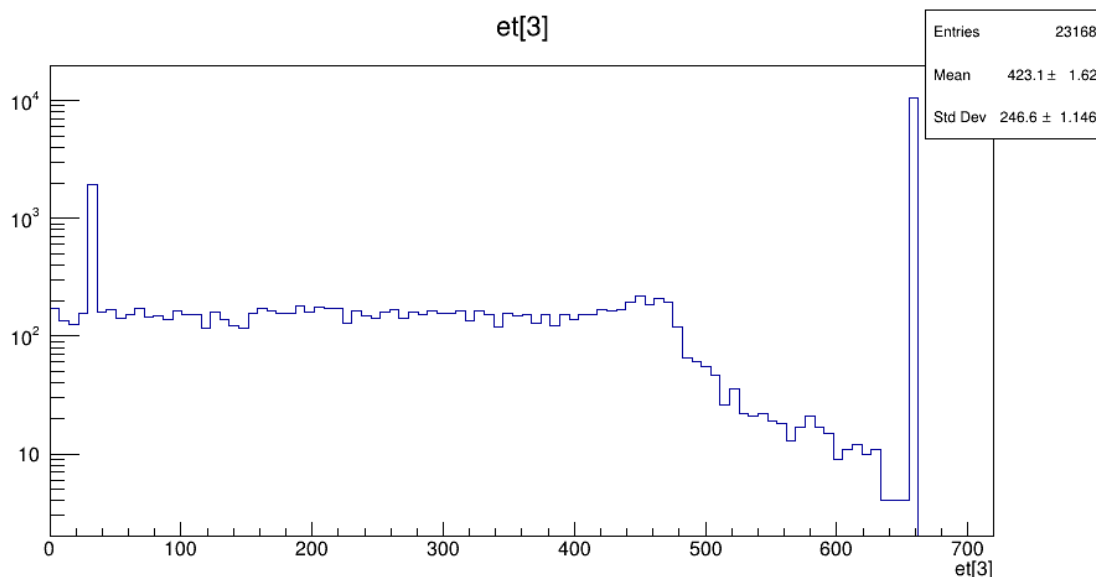


Fig. 33: Simulación del espectro de radiación de una fuente de Cs-137

La medición de fondo para el equipo Identifinder, corresponde alrededor de 100 CPS.

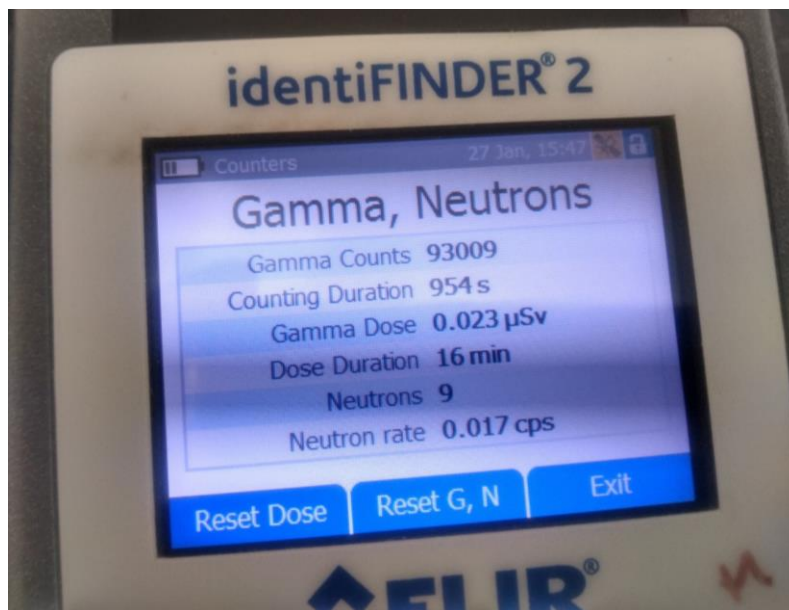


Fig. 34: Fotografía de la pantalla del equipo Identifinder en medición del fondo

Una vez validada esta información, se procedió a realizar las simulaciones en los dos montajes mostrados en las figuras 31 y 32 obteniendo los siguientes resultados:

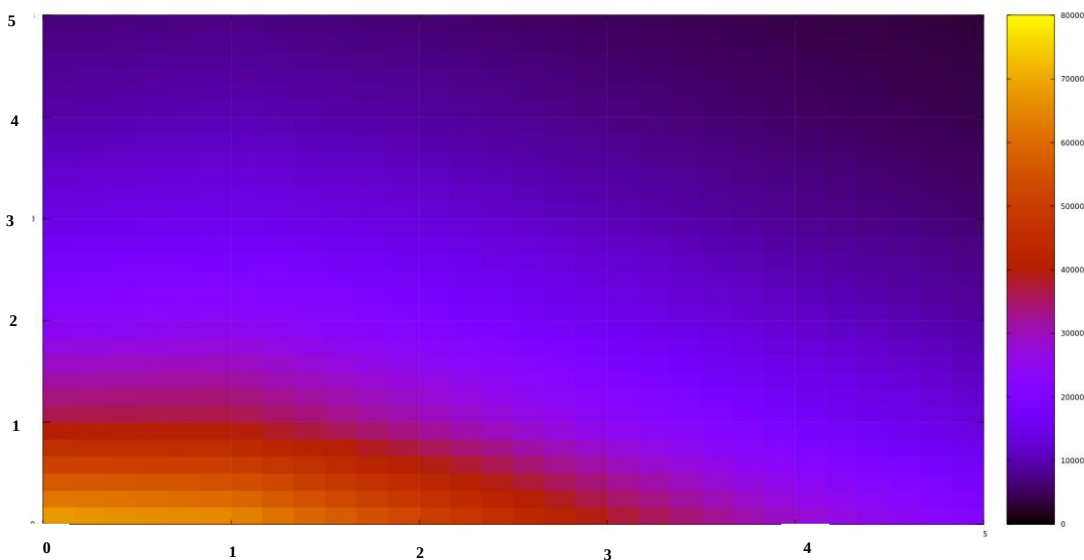


Fig. 35: Simulación de la respuesta del detector con ubicación horizontal montaje figura 31. El eje x representa la variación de la posición en mm del detector y el eje y la variación de la fuente de radiación.

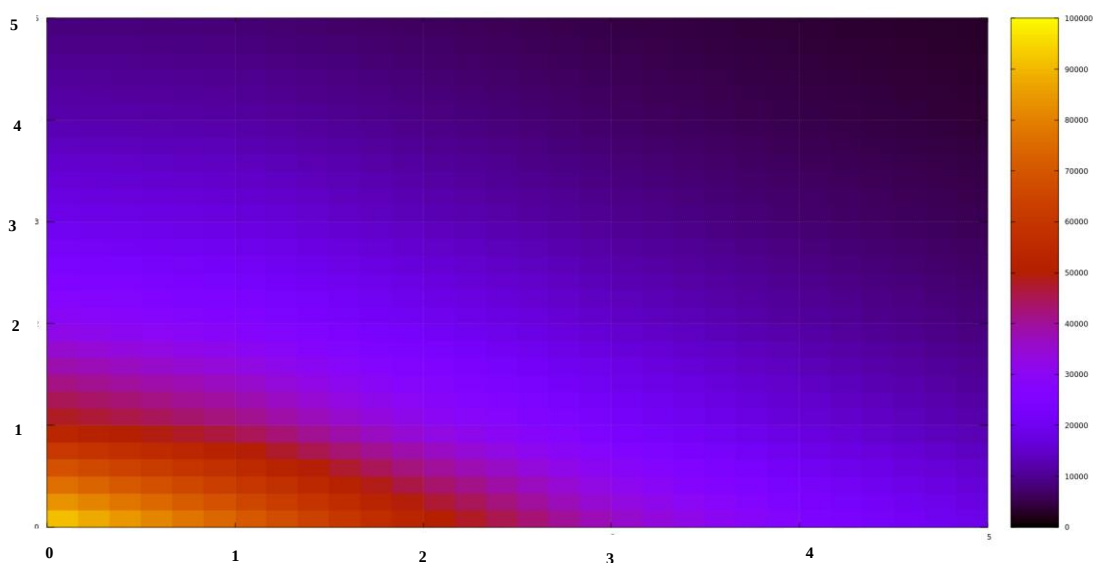


Fig. 36: Simulación de la respuesta del detector con ubicación horizontal montaje figura 32. El eje x representa la variación de la posición en mm del detector y el eje y la variación de la fuente de radiación.

El eje x representa la variación de la posición en mm del detector y el eje y la variación de la fuente. Cada unidad de los ejes corresponde a 40 mm. Vemos que, como se esperaba, se obtiene un mayor número de cuentas cuando la fuente y el detector están muy próximos a la interfaz del blindaje. La configuración horizontal permite el que se pueda desplazar un poco más el detector respecto al plano del blindaje sin perder muchas cuentas hasta casi 80 mm, mientras que la vertical solo se podría mover hasta 40 mm. Sin embargo, en la configuración vertical se obtiene mayor número de cuentas que en la horizontal. En el caso particular de la simulación, los resultados se obtuvieron con una fuente de 1 MBq durante 10 segundos. Se obtienen casi 1000 cps para la posición óptima en el modo vertical mientras que en el modo horizontal el valor se acerca a 700 cps. Estos resultados también son consistentes con lo que se esperaría. Respecto a la posición de la fuente es mejor dejarla casi que en contacto con la lámina de plomo, pues al alejarla se afecta sensiblemente el número de cuentas en el detector. Es interesante ver el espectro resultante de la interacción y que el pico característico de Cs-137 sigue siendo reconocible como se muestra en la figura a continuación. Este espectro es obtenido en la simulación del detector en la posición vertical y en contacto con la lámina de plomo.

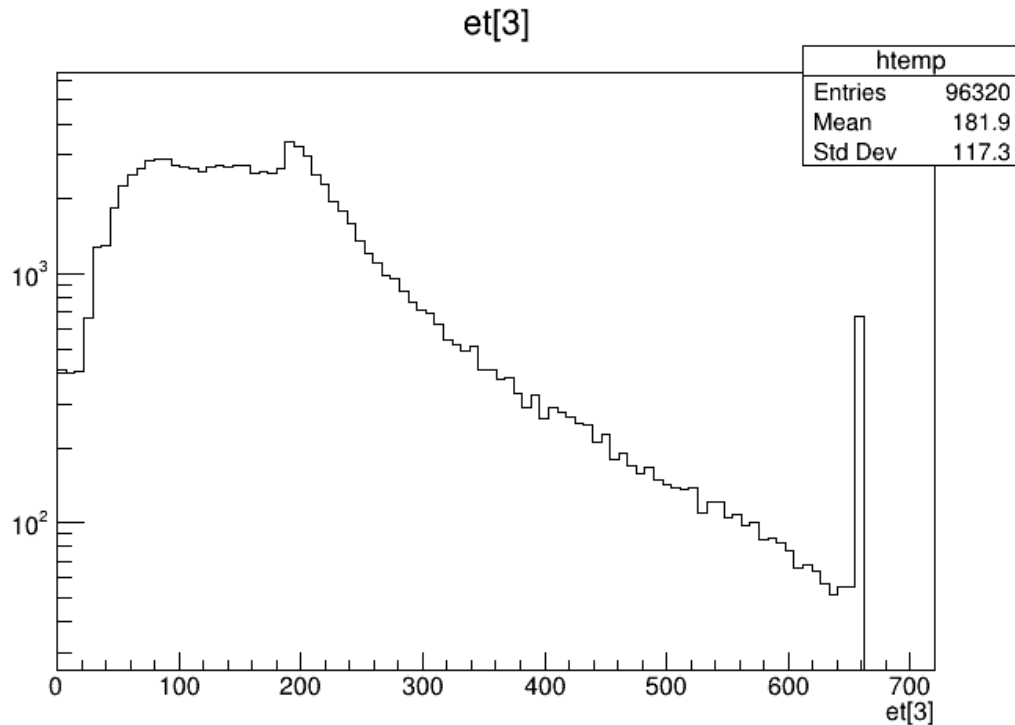


Fig. 37: Espectro característico de radiación para una fuente de Cs-137, montaje experimental simulado . Detector en la posición vertical y en contacto con la lámina de plomo.

III. RESULTADOS PRÁCTICOS

De acuerdo con los resultados de las simulaciones realizadas, se evidenció que con la posición del detector en modo vertical en contacto con la placa de plomo se obtuvo la configuración más adecuada para hacer el montaje experimental, por lo tanto, se procedió a replicar este montaje (ver figura 22) con los que luego solo se cambió el material de análisis o de interacción.

Se realizaron mediciones de diferentes materiales con el equipo Identifinder con la configuración ya mencionada en este documento, obteniendo los siguientes espectros de radiación. En la tabla se muestra la relación de cada espectro, el tiempo de medición en segundos, la identificación de la medición y en las que fue utilizada la fuente radiactiva de ^{137}Cs . Es de aclarar que se hizo la misma configuración, con variables en el material de medición y en el contenedor del mismo.

# Espectro	Tiempo [s]	Tipo de medición	Observaciones
212	3600	Espectro Blank	Sin fuente radiactiva
213	3600	Espectro Blank	Con fuente radiactiva
214	7200	Espectro Agua	Con fuente radiactiva
216	7200	Espectro Agua	Sin fuente radiactiva
217	7200	Espectro Fertilizante	Sin fuente radiactiva
219	7200	Espectro Fertilizante	Con fuente radiactiva
223	3600	Espectro Patrón	Sin fuente radiactiva
224	3600	Espectro sin patrón	Con fuente radiactiva
225	3600	Espectro Patrón Blindaje	Con fuente radiactiva
226	3600	Espectro Icopor sin agua Blindaje	Con fuente radiactiva

# Espectro	Tiempo [s]	Tipo de medición	Observaciones
227	3600	Espectro Icopor con agua Blindaje	Con fuente radiactiva
228	3600	Espectro Icopor con agua Blindaje	Sin fuente radiactiva
229	3600	Espectro Icopor con fertilizante Blindaje	Sin fuente radiactiva
231	3600	Espectro Icopor con fertilizante Blindaje	Con fuente radiactiva

Tabla 6: Relación de espectros tomados con el equipo Identifinder

A continuación, se mostrarán los resultados dados por el equipo respecto al espectro que fue generado y el número de cuentas por cada medición.

La tasa de dosis de fondo de radiación fue de alrededor 0,2uSv/h y para todos los casos se tomó un tiempo de 60 min para la obtención de cada espectro.

El espectro #212 obtenido sobre mediciones de fondo natural se muestran en la figura 38; en este se puede evidenciar la lectura de fondo de radiación asociado al lugar de medición, y fue la medición inicial con la que se calibró el equipo. Las mediciones de tasa de dosis, demuestran valores de fondo natural de radiación normales.

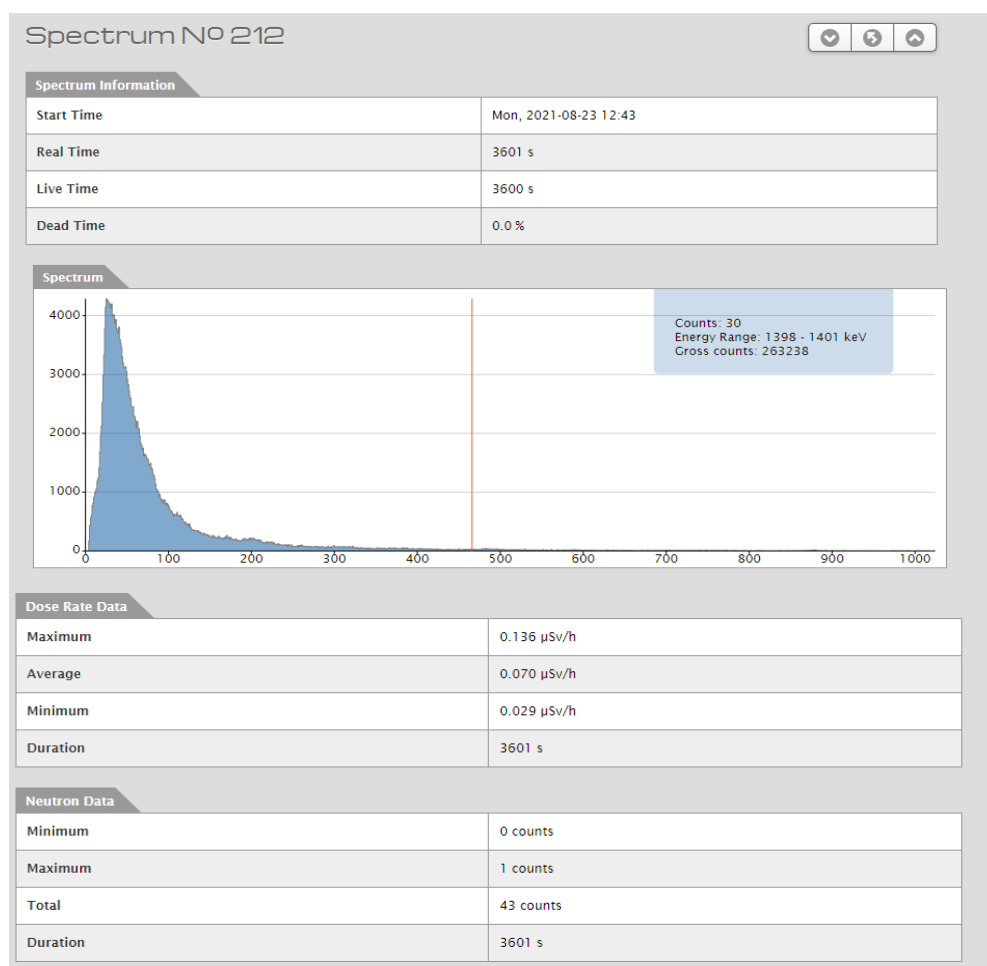


Fig. 38: Espectro 212 – Espectro Blank sin fuente radiactiva

El espectro #213 obtenido sobre mediciones en aire, con presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 39; en este espectro se ve los diferentes picos que se generan por la presencia de dicho material radiactivo y el característico en el 662 keV. La tasa de dosis generada por la presencia del material radiactivo varió de 0,2 uSv/h a 2,7 uSv/h.

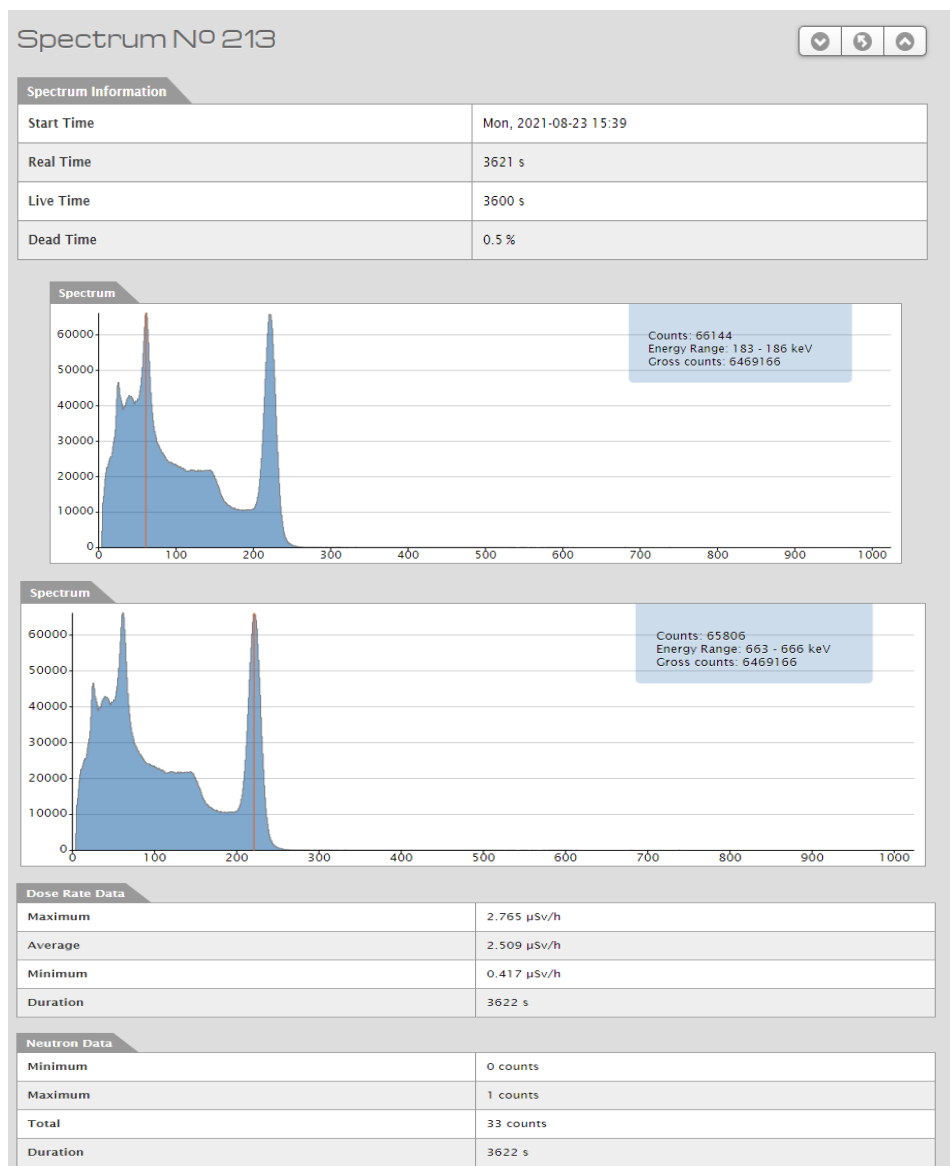


Fig. 39: Espectro 213 – Espectro Blank con fuente radiactiva

El espectro #214 obtenido sobre mediciones con agua común, con presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 40; esta gráfica se ven picos en 36-39 keV, 72-81 keV, 132-135 keV, 198-201 keV y el de 662-666 keV que es el característico del Cs-137 en 662 keV. La tasa de dosis generada por la presencia del material radiactivo varió de 0,2 uSv/h de fondo, a 2,7 uSv/h para el aire y 3,5 uSv/h para el agua. El aumento en la tasa de dosis en presencia del agua se debe a que este medio permite tener mayores interacciones.

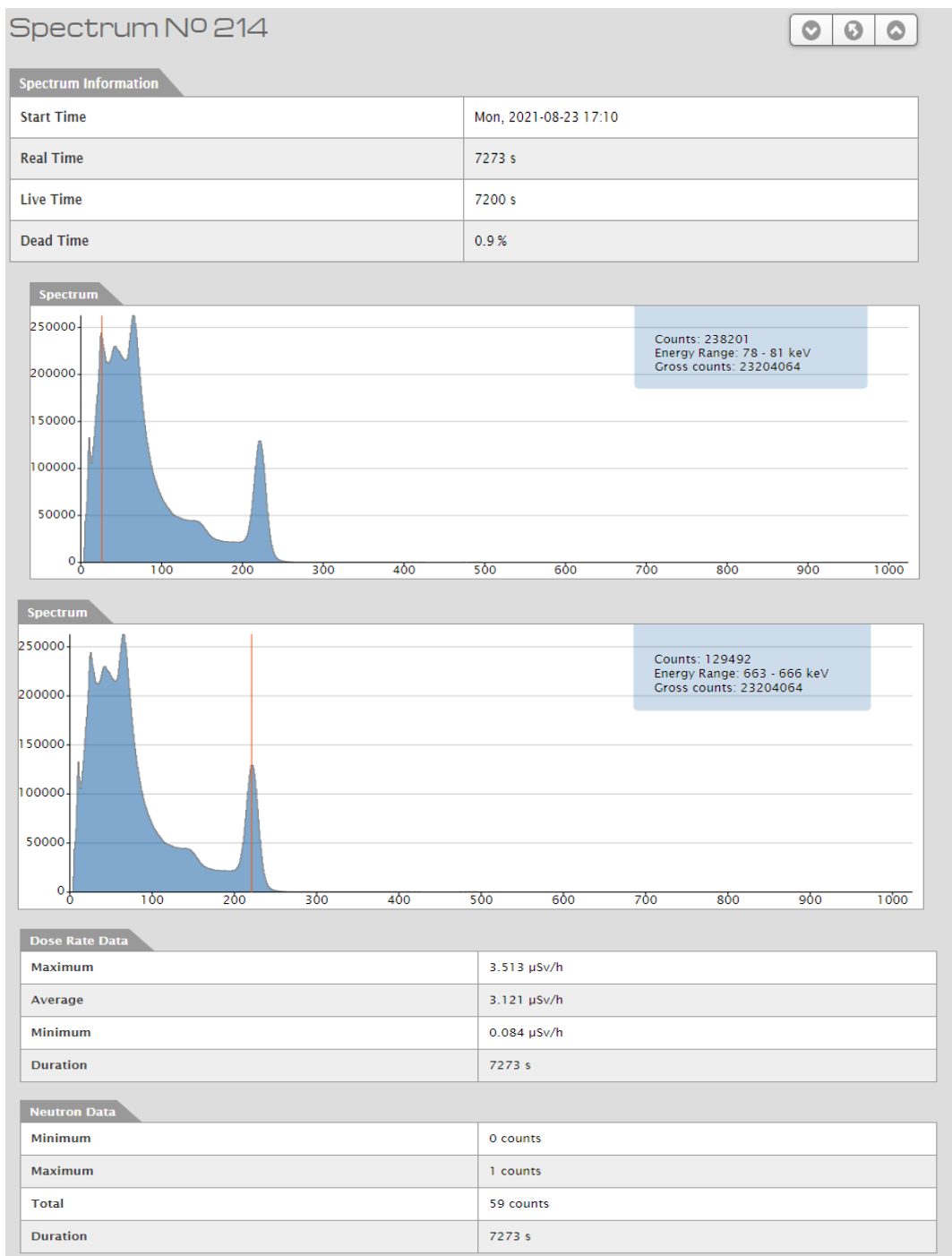


Fig. 40: Espectro 214 – Espectro Agua con fuente radiactiva

El espectro #216 obtenido sobre mediciones con agua, sin presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 41, estos resultados son similares a los mostrados en el espectro blank sin fuente radiactiva, tanto en los picos como en la medición de tasa de dosis.

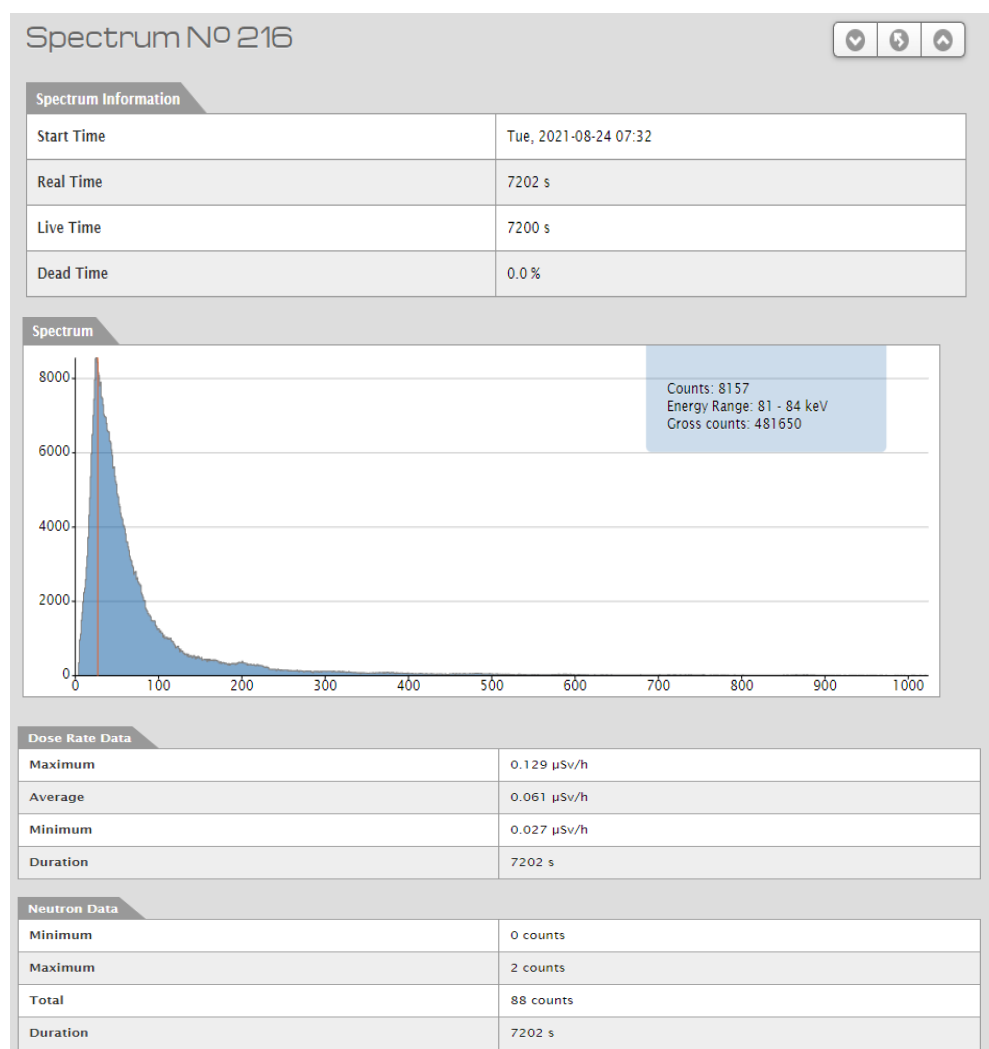


Fig. 41: Espectrum 216 – Espectro Agua sin fuente radiactiva

El espectro #217 obtenido sobre mediciones con el fertilizante de fosfita de Pesca Boyacá, sin presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 42; acá podemos observar algunas líneas que provienen de los diferentes radioisótopos de la cadena de desintegración del Radio-226 ^{226}Ra , como podría ser la de 186keV del Radón-222 ^{222}Ra . También podrían observarse los estados excitados del Bismuto-214 ^{214}Bi con picos en, 242 keV, 295 keV y 352 keV que se pueden ver más claramente, así como en un pico en 609 keV, que podría asumirse que corresponde con la del Polonio-214 ^{214}Po . La tasa de dosis por la presencia de la fosfita varió de 0,2 $\mu\text{Sv/h}$ a 0,3 $\mu\text{Sv/h}$.

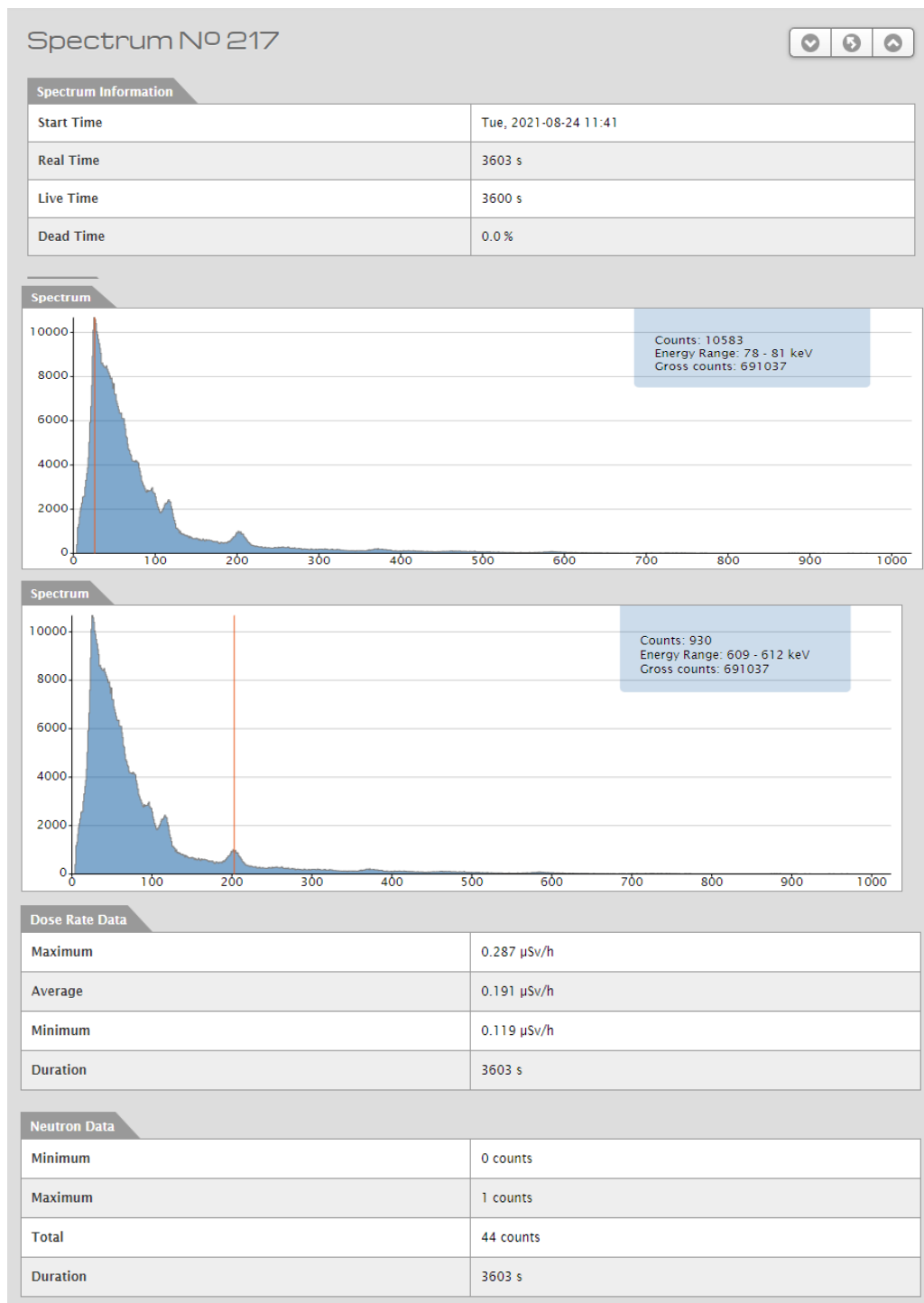


Fig. 42: Espectro 217 – Espectro fertilizante sin fuente radiactiva

El espectro #219 obtenido sobre mediciones con el fertilizante de fosfita de Pesca Boyacá, con presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 43; acá podemos observar algunos de los picos que vimos

en la imagen 43, así como la contribución debida a la fuente de ^{137}Cs con su pico característico en 662 keV. La tasa de dosis por la presencia de la fosfita y la fuente radiactiva varió de 0,3 uSv/h a 3,2 uSv/h.

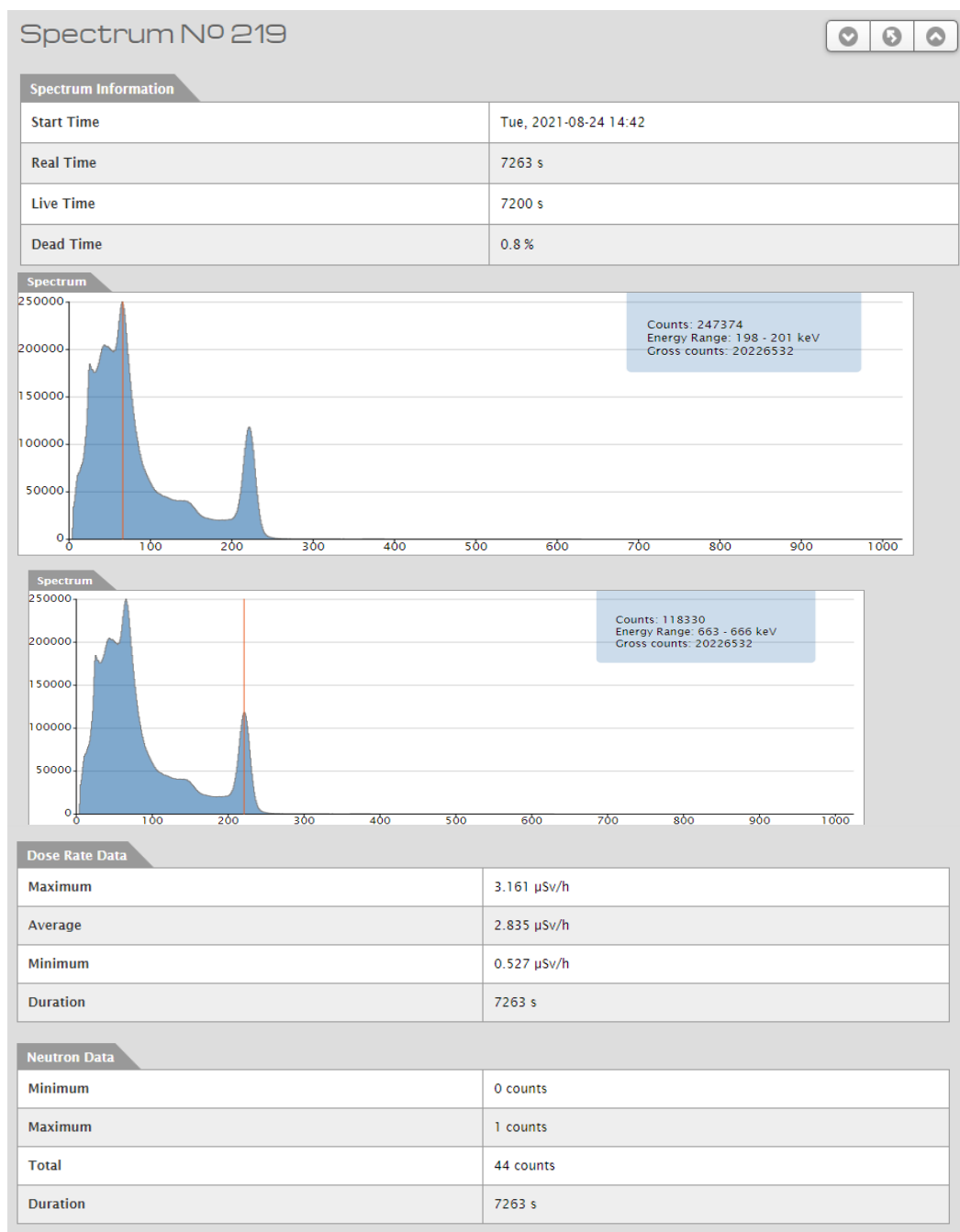


Fig. 43: Espectro 219 – Espectro fertilizante con fuente radiactiva

El espectro #225 obtenido sobre mediciones sobre el bloque patrón de material de referencia, con presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 44; este montaje se realizó de manera diferente (ver figura 22) para evaluar la transmisión directa de la radiación de la fuente radiactiva al detector. Este montaje se muestra sobre la figura 28. La tasa de dosis en esta medición es considerablemente mayor de 5 uSv/h.

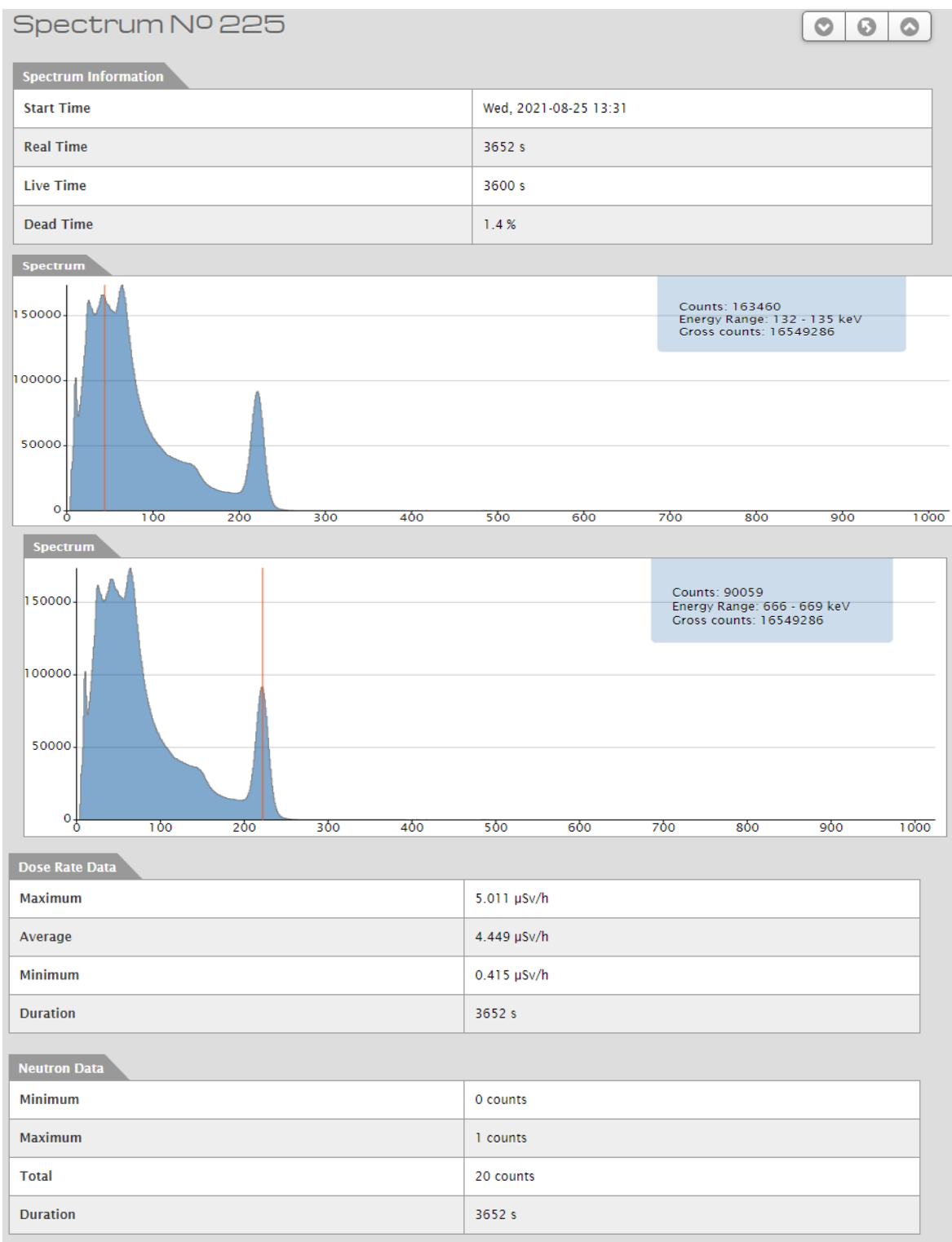


Fig. 44: Espectro 225 – Espectro bloque patrón con fuente radiactiva - Montaje transmisión directa

El espectro #223 obtenido sobre mediciones sobre el bloque patrón de material de referencia, sin presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 45; este montaje por facilidad se realizó de manera diferente para evaluar la transmisión directa como ya se mencionó antes. Este espectro muestra comportamiento similar al blank y al del agua sin fuente radiactiva.

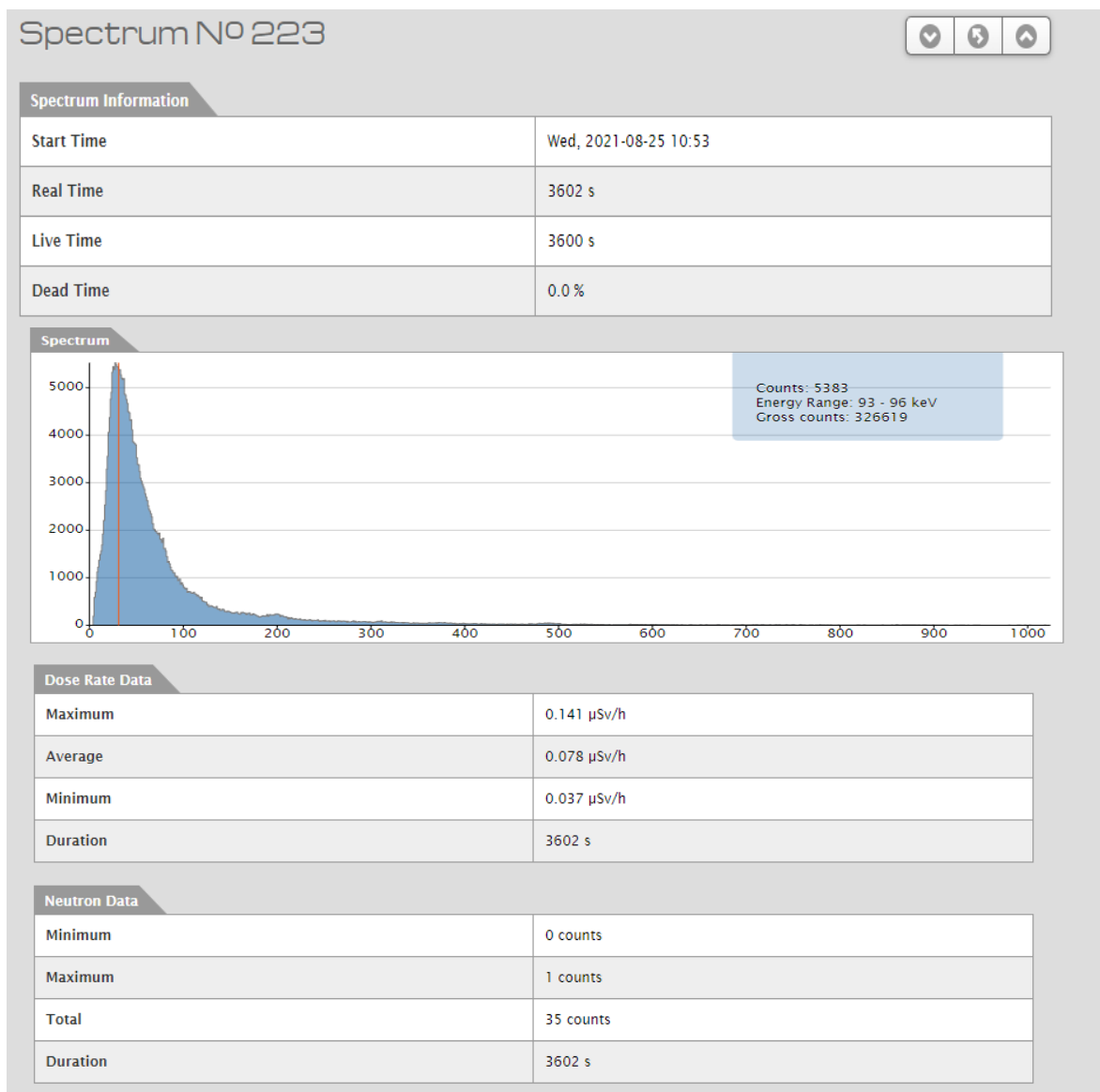


Fig. 45: Espectro 223 – Espectro bloque patrón sin fuente radiactiva - Montaje transmisión directa

El espectro #224 obtenido sobre mediciones sobre medición directa sobre la fuente radiactiva sin fuente, garantizando la medición con la distancia del espesor del bloque patrón. Este espectro se muestra en la figura 46. La tasa de dosis en este caso correspondió a un valor de 6 $\mu\text{Sv/h}$.

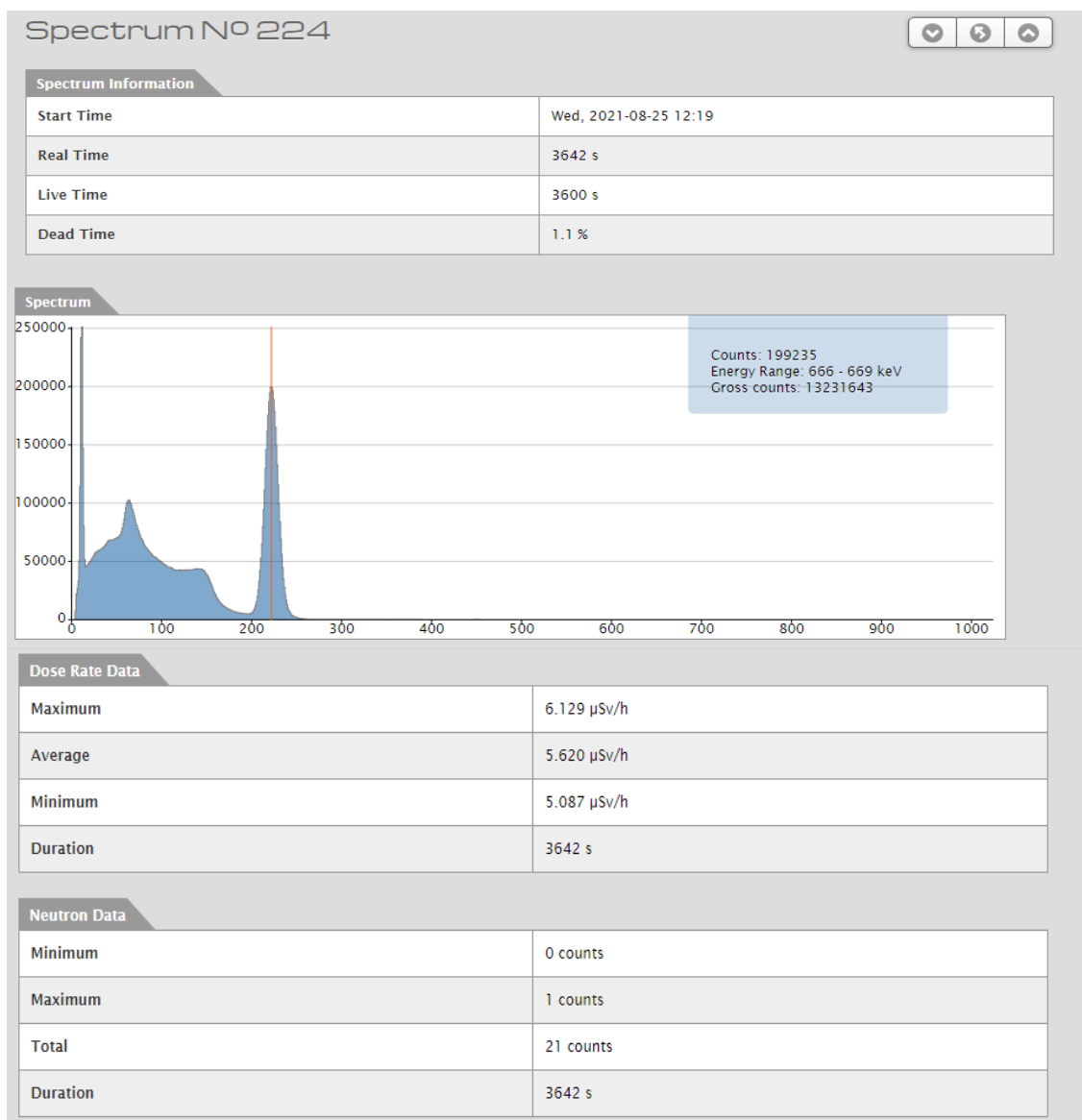


Fig. 46: Espectro 224 – Espectro con fuente radiactiva - Montaje transmisión directa

Como se mencionó en la sección de materiales y métodos, se realizó un segundo montaje, por lo que en los siguientes espectros corresponden con estas mediciones (ver figura 22).

El espectro #226 obtenido sobre mediciones del nuevo montaje se muestran en la figura 47; en este se puede evidenciar la lectura de fondo de radiación asociado al lugar de medición, así como las contribuciones asociadas la fuente de ^{137}Cs . Este montaje demuestra una reducción en la tasa de dosis de la medición directa realizada, cambia de 6 $\mu\text{Sv/h}$ a 3 $\mu\text{Sv/h}$.

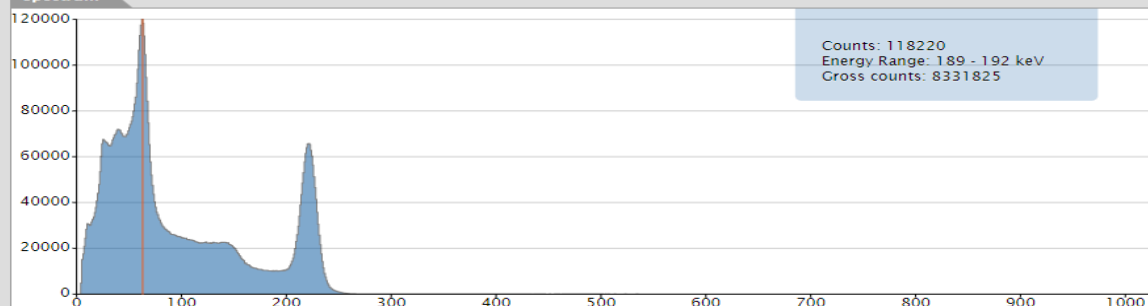
Spectrum N° 226



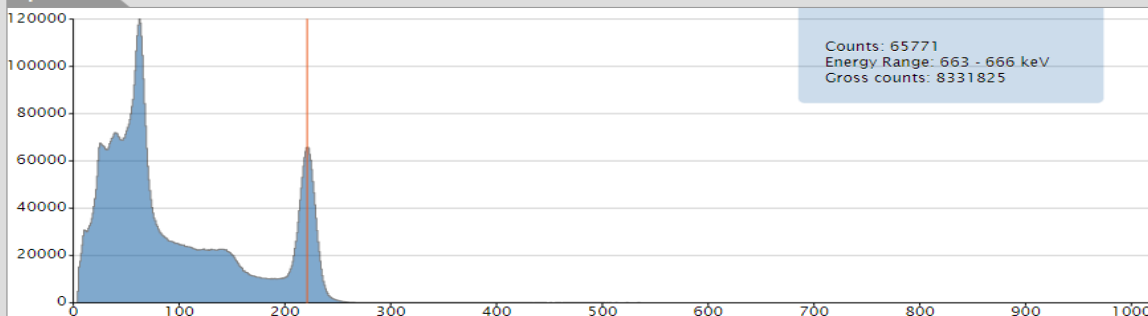
Spectrum Information

Start Time	Wed, 2021-08-25 16:16
Real Time	3626 s
Live Time	3600 s
Dead Time	0.7 %

Spectrum



Spectrum



Dose Rate Data

Maximum	3.000 $\mu\text{Sv/h}$
Average	2.710 $\mu\text{Sv/h}$
Minimum	0.109 $\mu\text{Sv/h}$
Duration	3626 s

Neutron Data

Minimum	0 counts
Maximum	1 counts
Total	18 counts
Duration	3626 s

Fig. 47: Espectro 226 – Espectro con fuente radiactiva - Montaje retro dispersión

El espectro #227 obtenido sobre mediciones con agua, con presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 48, acá se ve claramente la contribución de la fuente ^{137}Cs . En comparación con el primer montaje tenemos una mayor tasa de dosis, no significativamente mayor, pero sí de $\approx 0,5\mu\text{Sv/h}$.

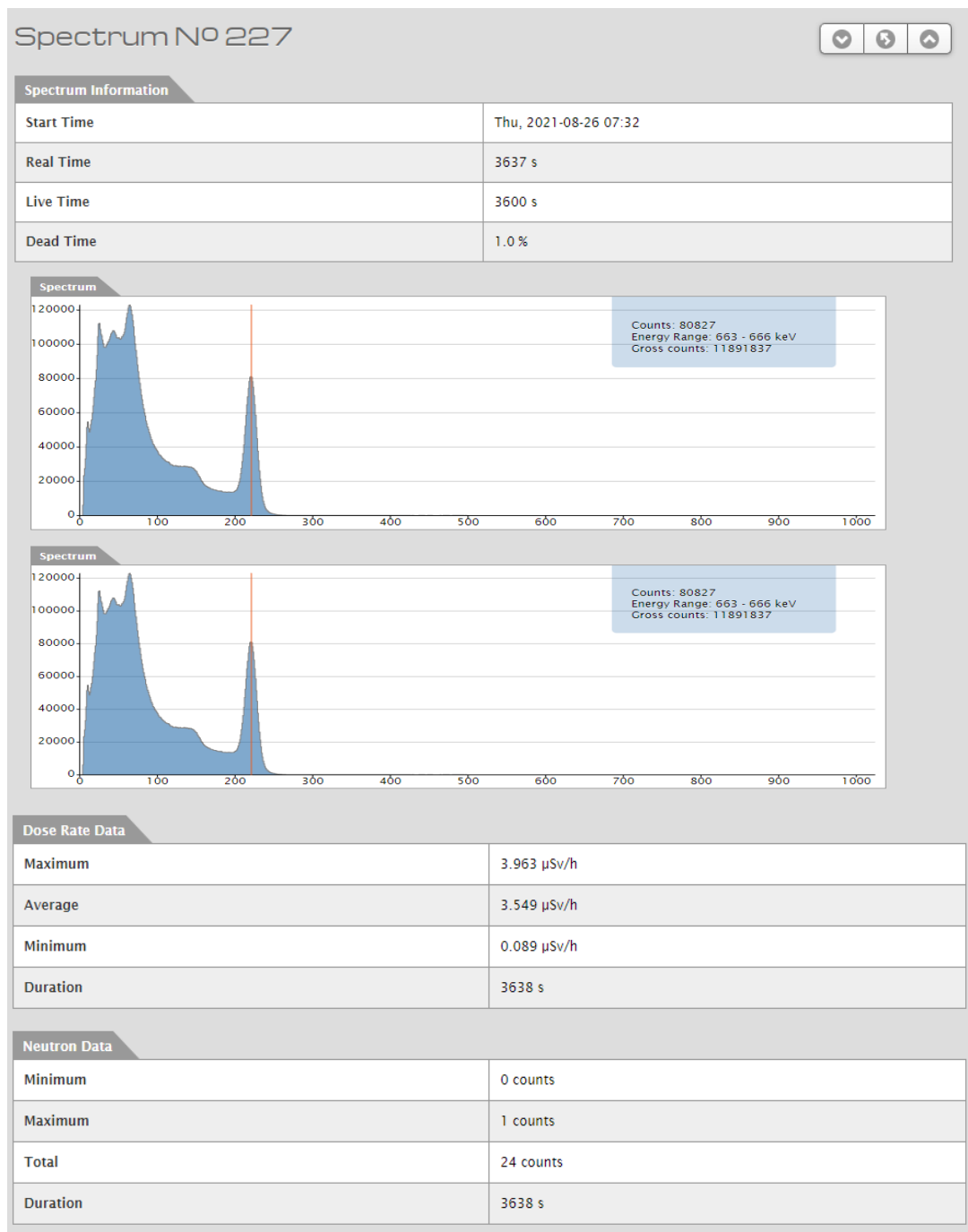


Fig. 48: Espectro 227 – Espectro con agua y fuente en recipiente de icopor.

El espectro #228 obtenido sobre mediciones con agua, sin presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 49. La tasa de dosis es similar a lo que se ha medido en los otros montajes similares con relación del fondo natural.

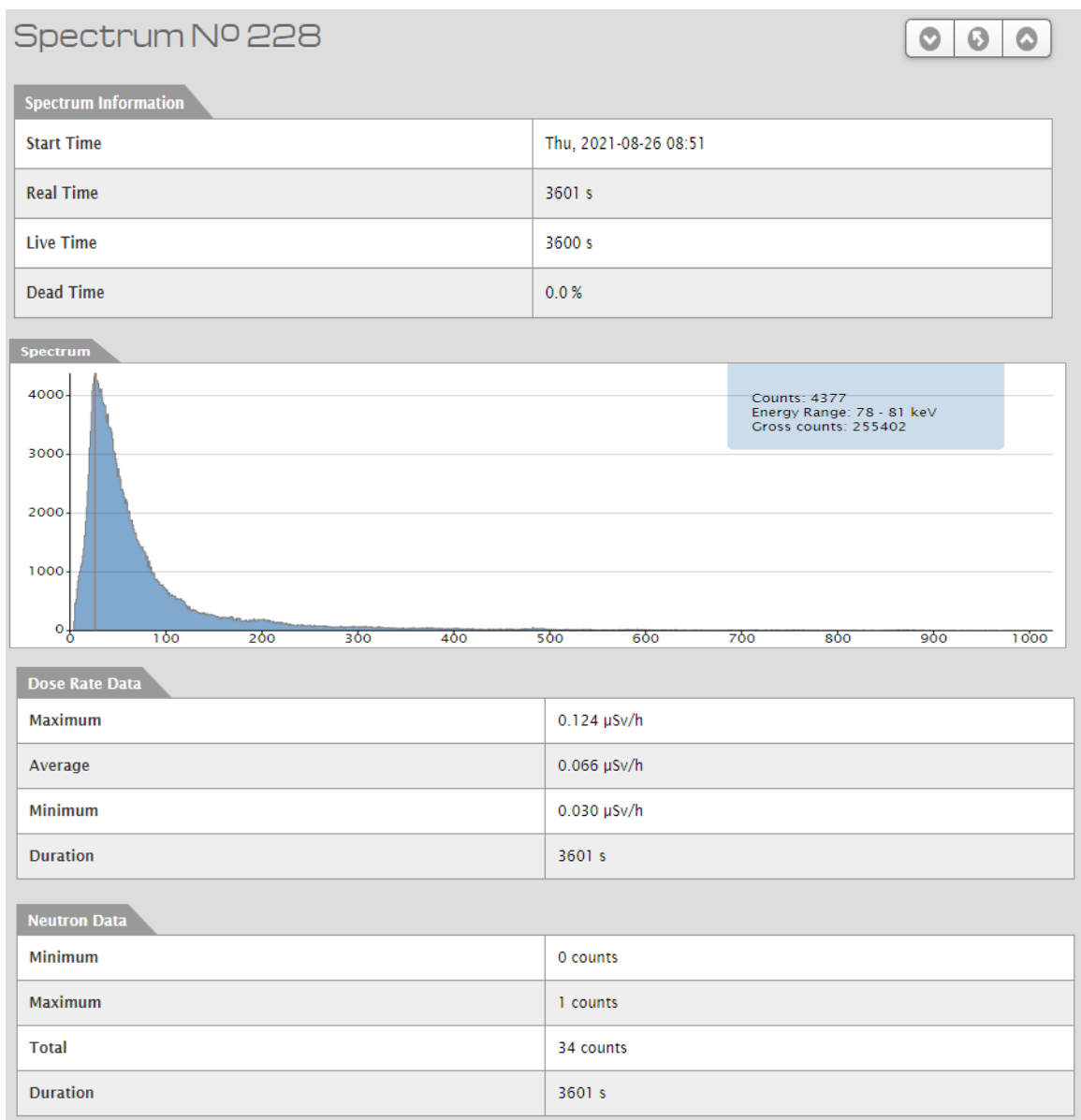


Fig. 49: Espectro 228 – Espectro con agua sin fuente en recipiente de icopor.

El espectro #229 obtenido sobre mediciones con el fertilizante de fosfita de Pesca Boyacá en el recipiente de icopor, sin presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 50; acá podemos observar algunos picos que provienen de los diferentes radioisótopos de la cadena de desintegración del Radio-226 ^{226}Ra , como podría ser la de 186keV del Radón-222 ^{222}Ra . También podrían observarse los estados excitados del Bismuto-214 ^{214}Bi con picos en 242 keV, 295 keV y 352 keV que se pueden ver más claramente, así como en un pico en 609 keV, que podría asumirse que corresponde con la del Polonio-214 ^{214}Po . La tasa de dosis es similar al primer montaje.

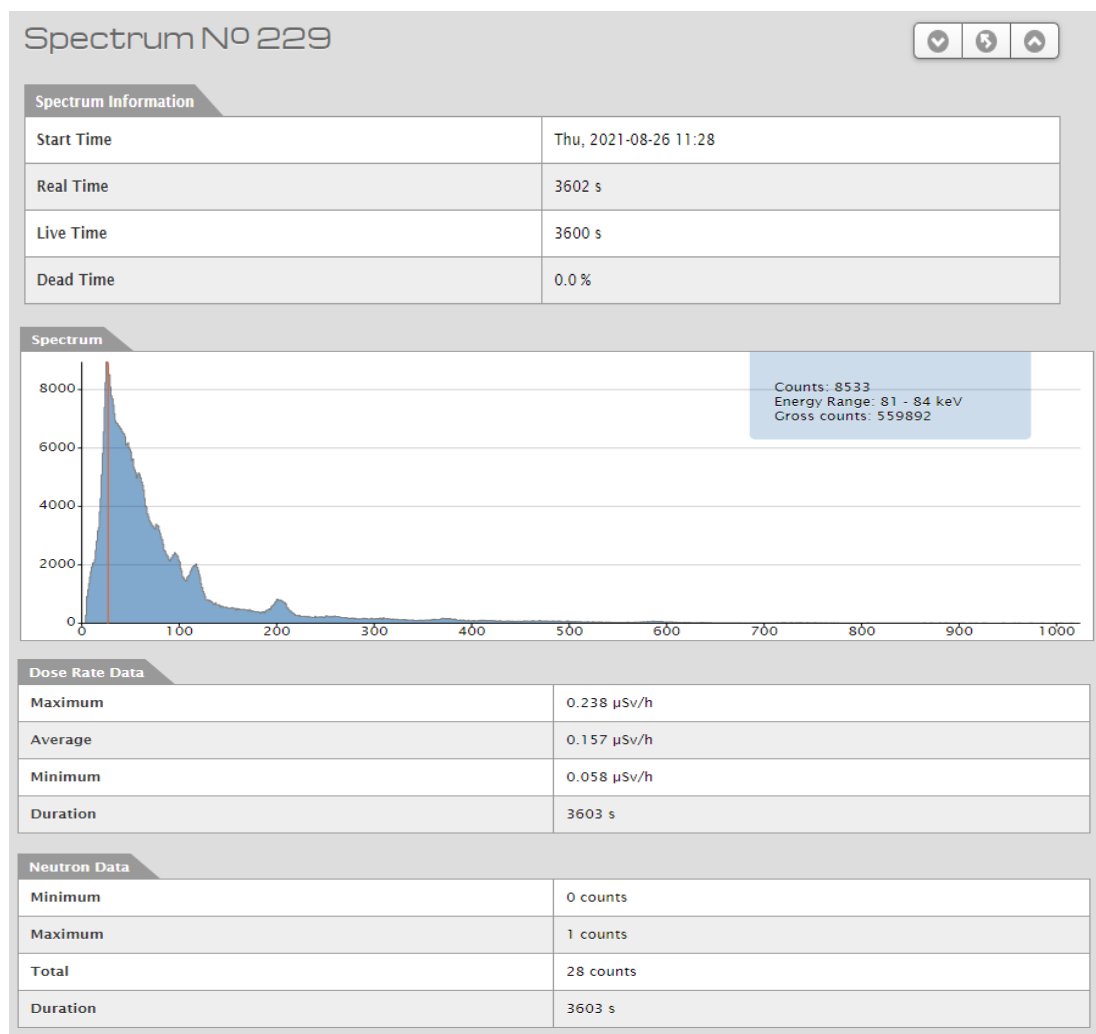


Fig. 50: Espectro 229 – Espectro con fosfita en recipiente de icopor.

El espectro #231 obtenido sobre mediciones con el fertilizante de fosfita de Pesca Boyacá en el recipiente de icopor, con presencia de la fuente de ^{137}Cs se muestran en la figura 51. La tasa de dosis sube hasta 4,3 $\mu\text{Sv/h}$.



Fig. 51: Espectro 231 – Espectro con fosfito en recipiente de icopor, con presencia de la fuente de Cs-137

A fin de validar vs los resultados que son mostrados por el detector de yoduro de sodio, se realizó medición de la fosfito, de manera de identificar los picos característicos asociados a dicho material con un espectrómetro de GeHP. Este espectro es mostrado en la figura 52. El tiempo de conteo, en este caso

fue de 72 horas de acuerdo con lo que es recomendado para este tipo de equipos. Para este tipo de geometría, el análisis se toma como referencia 10000 cuentas para reducir la probabilidad de error. Esta muestra tuvo una preparación previa a la realización de la medición y se requirió de 30 días de espera para que la misma llegara al equilibrio secular.

De acuerdo con lo que se puede observar en la figura 52, este es similar a los que fueron obtenidos con el yoduro de sodio en la medición de este material, con una evidente mayor resolución, de acuerdo con lo que relaciona el Software del equipo se relaciona presencia de ^{226}Ra para picos en 185.87keV, 241.76keV, 294.96keV, 351.62keV, 608.92keV, 1119.97keV y 1764.72keV, así como ^{238}U para los picos 92.62keV y 1000.72keV; también ^{40}K para los picos 1460.69keV.

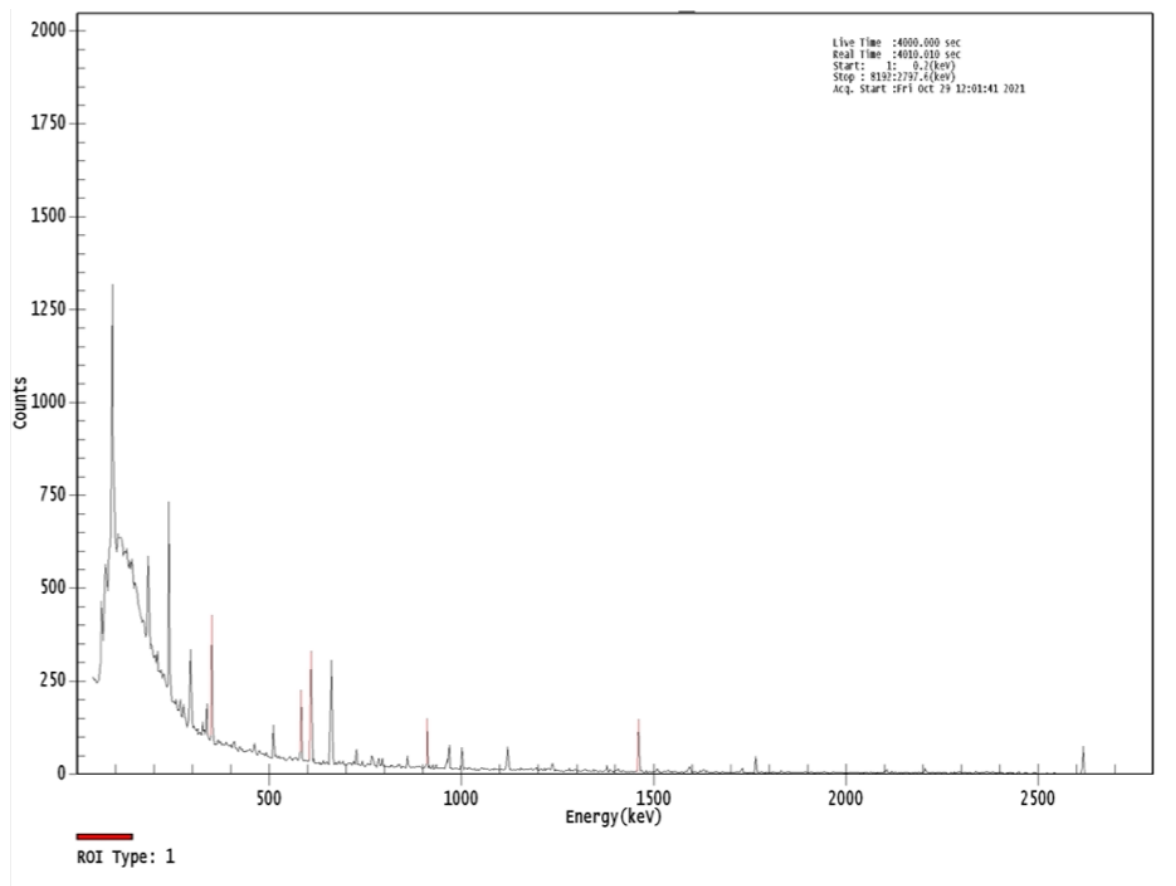


Fig. 52: Espectro de medición de GeHP para la fosfita de Pesca Boyacá

IV. CONCLUSIONES

Se realizaron 14 medidas bajo diferentes configuraciones obteniéndose los siguientes valores de tasa de dosis:

# Espectro	Tipo de medición	Tasa de dosis máxima [uSv/h]	Observaciones
212	Espectro Blank	0,136	Sin fuente radiactiva
213	Espectro Blank	2,765	Con fuente radiactiva
214	Espectro Agua	3,513	Con fuente radiactiva
216	Espectro Agua	0,129	Sin fuente radiactiva
217	Espectro Fertilizante	0,287	Sin fuente radiactiva

# Espectro	Tipo de medición	Tasa de dosis máxima [uSv/h]	Observaciones
219	Espectro Fertilizante	3,161	Con fuente radiactiva
223	Espectro Patrón	0,141	Sin fuente radiactiva
224	Espectro sin patrón	6,129	Con fuente radiactiva
225	Espectro Patrón Blindaje	5,011	Con fuente radiactiva
226	Espectro Icopor sin agua Blindaje	3	Con fuente radiactiva
227	Espectro Icopor con agua Blindaje	3,96	Con fuente radiactiva
228	Espectro Icopor con agua Blindaje	0,124	Sin fuente radiactiva
229	Espectro Icopor con fertilizante Blindaje	0,238	Sin fuente radiactiva
231	Espectro Icopor con fertilizante Blindaje	4,3	Con fuente radiactiva

Tabla 7: Tasa de dosis registrada en el equipo Identifinder en las mediciones realizadas

De lo anterior, se concluye que hay materiales que favorecen las interacciones de la radiación y es la razón por la cual tenemos diferentes tasas de dosis. Para el primer montaje, si existe una contribución pequeña de tasa de dosis sobre el fertilizante que da cuenta de la existencia de materiales NORM, los cuales se podrían analizar con la tasa de dosis y los picos que identifica el equipo. Es de aclarar que este material de referencia se utilizó porque se ha encontrado concentraciones importantes de materiales NORM en el municipio de Pesca, Boyacá.

En el segundo montaje tenemos para las mediciones sin la fuente de Cs-137, valores similares de tasa de dosis y del espectro de radiación. Así mismo, el espectro que fue obtenido con el equipo de alta eficiencia de GeHP, es similar a los que se obtuvieron con el Yoduro de sodio por lo cual, a pesar de la evidente menor resolución de este último, se confirma que con un tiempo suficiente de medición de aproximadamente 1h a 2h, se podría tener información valiosa para la toma de decisiones sobre las muestras que se deben llevar a laboratorio de alta eficiencia; toda vez que para este último adicional al tiempo que se requiere para llegar al equilibrio secular, se requieren de como mínimo 72 horas de medición.

Respecto a la densidad y como se describió anteriormente, solo se realizó medición de la tasa de dosis registrada por el equipo y se puede confirmar con los dos montajes realizados qué la tasa de dosis puede variar entre más o menos cantidad de material se tenga, por lo cual como se había mencionado en el planteamiento de este proyecto, se considera que es información que podría llegar a ser de utilidad dado a que nos da información sobre lo compacto o no que está el material a unos 20cm de profundidad; esto nos ayuda a tener información sobre si hay cambios de densidad en las mediciones de campo y del laboratorio.

Una nueva verificación sobre la densidad, que es importante realizar posteriormente; es que con el arreglo detector-fuente en campo, se realicen las mediciones sin fuente radiactiva, con fuente y se extraiga una cantidad de material (puede ser 1kg) para con un recipiente con dimensiones estándares se realicen nuevamente las mediciones con las mismas condiciones que se hicieron en campo, de manera que se pueda validar si existen cambios en las tasas de dosis sobre la densidad el material evaluado.

El utilizar una fuente de ^{137}Cs con una actividad de 1MBq nos da la facilidad en cuando al licenciamiento y operación de la misma, dado a que solo se requiere realizar la notificación a la autoridad reguladora, respecto de su tenencia y operación. Así mismo, teniendo en cuenta la actividad, esta puede ser transportada como bulto exceptuado de transporte, lo cual facilita también su traslado en el territorio nacional.

Teniendo en cuenta los resultados de la respuesta entregada por el equipo Identifinder, podemos concluir que con este equipo, y con cualquier otro espectrómetro de yoduro de sodio portátil; se puede hacer un primer barrido de las mediciones de los contenidos de NORM en las diferentes áreas donde hay alguna explotación que pudiese generar alguna afectación a los trabajadores, población o medio ambiente, para poder tener información suficiente que permita desarrollar e implementar una posible legislación y las reglamentaciones relativas a las fuentes naturales de radiación, así como en la planificación, operación y

desmantelamiento de actividades industriales asociadas con NORM. Respecto a las tasas de dosis que puedan llegar a ser significativas, también depende de la implementación de normas por parte de los órganos de control, y se podría hacer una evaluación caso a caso dependiendo de las tasas de dosis, el tiempo de operación sobre el área y el personal involucrado, así como los radionúclidos que pueden encontrarse. Inicialmente, se podría tomar como criterio de registro todo lo que esté dos veces por encima del fondo natural de radiación con el equipo de yoduro de sodio, y establecer que las mediciones o las confirmaciones con los equipos de alta eficiencia se realicen cuando se observen tasas de dosis de 4 a 6 veces el fondo natural de radiación, para confirmar los radionúclidos que están presentes en dichas formaciones.

Debido a situaciones de fuerza mayor, no se pudo hacer una nueva simulación cambiando el material de referencia, para el montaje ya simulado y hacer una comparación con el espectro generado por el equipo Identifinder; sin embargo, esta primera simulación nos permitió conocer cuál sería el arreglo experimental más adecuado para obtener resultados.

Con el primer barrido de mediciones con el equipo de campo, se ahorraría tiempo para que la preparación y el proceso de lectura de las muestras que requieren tiempos prolongados, solo se realicen sobre materiales que representen una mayor contribución de dosis; obteniendo resultados preliminares de la radiometría de los suelos, sedimentos y aguas; así como obtener información valiosa respecto a las tasas de dosis concentraciones de U-Th-K que tenemos en las formaciones que están sujetas de estudio.

En este trabajo de grado, se realizó el objetivo principal que era el de diseñar un prototipo que permita obtener información preliminar de las cantidades de uranio, torio y potasio (U-Th-K) que componen una muestra de suelos, sedimentos y aguas en campo; que con el diseño implementado, se verificó qué se obtienen información valiosa para la toma de decisiones, siendo necesario realizar una validación final, como se explicó antes; donde las condiciones de medición se realicen en campo y validar, que tanto cambia la densidad (mediciones de tasa de dosis) en la condición de campo y en la condición de medición controlada en recipiente con el material a evaluar.

Respecto a los objetivos específicos, en este trabajo se muestra que se realizó simulación del diseño experimental más adecuado de acuerdo con la geometría del detector y la respuesta del mismo, utilizando la herramienta Geant4. Con estos resultados de procedió a realizar el diseño experimental.

Se analizaron los resultados que se obtienen en campo de las concentraciones de NORM con el prototipo creado y se comparó versus los resultados de las concentraciones medidas en laboratorio de alta eficiencia (GeHP); esto se hizo para la fosfita, que es un fertilizante que es producido en el municipio de Pesca-Boyacá.

También se establece que para el protocolo de medición si es importante la medición de tasa de dosis que nos aporta la fuente radiactiva de Cs-137, y que inicialmente se propone que se tome medida y registro de una a dos horas, las mediciones que tengan una tasa de dosis dos veces el fondo, es necesario tomar registro de los espectros. Se propone también que las mediciones que sean de 4 a 6 veces el valor de fondo natural de radiación adicional a las medidas con el yoduro de sodio, también sean medidas en un espectrómetro de alta eficiencia de GeHP para conocer su composición de manera más fina.

V. BIBLIOGRAFÍA

[1] PROCEEDINGS SERIES. NATURALLY OCCURRING RADIOACTIVE MATERIAL (NORM VIII). PROCEEDINGS OF AN INTERNATIONAL SYMPOSIUM ORGANIZED BY THE INSTITUTE OF RADIATION PROTECTION AND DOSIMETRY, NATIONAL NUCLEAR ENERGY COMMISSION, BRAZIL IN COOPERATION WITH THE INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY AND HELD IN RIO DE JANEIRO, BRAZIL, 18–21 OCTOBER 2016.

- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Radiation protection and management of norm residues in the phosphate industry. Technical report, 2013.
- [3] Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica. ICPR publicación 103.
- [4] SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION UNSCEAR 2017 Report
- [5] G.F. Knoll. Radiation Detection and Measurement. Jahon Wiley and Sons, Third Edition, Warrington, UK, 2008.
- [6] <https://flir.netx.net/file/asset/17013/original>
- [7] The International Atomic Energy Agency (IAEA), Management of Radioactive Residues from Uranium Production and Other NORM Activities. 2016.
- [8] Espectroscopía de rayos gamma: Caracterización del Centellador NaI(Tl) de Harshaw. Gonzalo Uribarri y Federico Barone Laboratorio 5, Departamento de física, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad de Bs As. (12 de Abril de 2011)
- [9] HERCA WORKING GROUP ON NATURAL RADIATION SOURCES. Application of the concepts of exemption and clearance to the regulation of naturally occurring radioactive material (NORM) across HERCA countries. García-Talavera M., Mrdakovic Popic J., Görts P., Pepin S., Jones K. (2021).
- [10] An investigation on gamma attenuation of soil and oil-soil samples. Ali H. Taqi*, Hero J. Khalil Department of Physics, College of Science, Kirkuk University, Kirkuk, Iraq. 2017.
- [11] A gamma-ray scattering technique for estimation of density and moisture content of wood. Amandeep Sharma, Bhajan Singh & B. S. Sandhu. (29 Mar 2017).
- [12] Management of Radioactive Residues from Uranium Production and Other NORM Activities. DRAFT SAFETY GUIDE DS459. IAEA.
- [13] Amandeep Sharma, Bhajan Singh & B. S. Sandhu (2017): A gamma-ray scattering technique for estimation of density and moisture content of wood, Radiation Effects and Defects in Solids, DOI: 10.1080/10420150.2017.1307193