POLITÉCNICA

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

José Gutiérrez Abascal, 2. 28006 Madrid
Tel.: 91 336 3060
info.industriales@upm.es

www.industriales.upm.es

Lenin Estuardo Cevallos Robalino

05 TESIS DOCTORAL

INDUSTRIALES

TESIS DOCTORAL

DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE EL USO DE FUENTES DE NEUTRONES

TESIS DOCTORAL
PARA LA OBTENCIÓN DEL
TÍTULO DE DOCTOR

JULIO 2019

**Lenin Estuardo Cevallos
Robalino**

DIRECTOR DE LA TESIS DOCTORAL:
Eduardo Gallego Díaz

POLITÉCNICA

"Ingeniamos el futuro"

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES**

DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE
EL USO DE FUENTES DE NEUTRONES

TESIS DOCTORAL

Lenin Estuardo Cevallos Robalino

Ingeniero Industrial por la Escuela Superior Politécnica del Chimborazo, Ecuador y
Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear
por la Universidad Politécnica de Madrid, España

2019

INDUSTRIALES
ETSII | UPM

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES

DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE EL
USO DE FUENTES DE NEUTRONES

TESIS DOCTORAL

Lenin Estuardo Cevallos Robalino

Ingeniero Industrial por la Escuela Superior Politécnica del Chimborazo, Ecuador y
Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear por la Universidad Politécnica de Madrid,
España

Dirigida por:

Dr. Eduardo Gallego Díaz

Catedrático de Ingeniería Nuclear
Doctor Ingeniero Industrial por la Universidad Politécnica de Madrid
Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales

2019

DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE EL USO DE FUENTES DE NEUTRONES

Tribunal nombrado por el Magnífico Y Excelentísimo Sr. Rector de la Universidad Politécnica de Madrid, el día..... de.....de 2019.

Presidente: _____

Vocal: _____

Vocal: _____

Vocal: _____

Secretario: _____

Suplente: _____

Suplente: _____

Realizado el acto de defensa y lectura de la Tesis el día..... de..... de 2019 en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.

CALIFICACIÓN:

EL PRESIDENTE

LOS VOCALES

EL SECRETARIO

Dedicatoria

A mis padres **Germania** y **William**, por educarme, formarme, apoyarme y siempre creer en mí.

Para Inma quien ha sido mi apoyo incondicional y mi fuerza, con ella a mi lado este reto fue más sencillo.

A mi abuelito Estuardo, a quien considero mi mentor y áter ego, aquella persona que fue capaz de proporcionarme todo aquello que una persona requiere en este mundo, todo lo intangible e inmaterialmente importante para ser lo que soy hoy.

Dedicatoria póstuma para la señora Martita, que de forma cariñosa le decía a mi abuelita, quien, junto a mi Madre y abuelito, son las personas que más he llegado a querer.

Y reconocimiento especial póstumo para mi tía Meche, quien de forma indirecta supo cómo encaminar mis pasos para estudiar ingeniería, que fue la base para continuar con todo lo demás.

“Puedes salir de cualquier situación difícil si no olvidas que no se vive con el cuerpo, sino con el alma, si recuerdas que tienes algo más fuerte que cualquier cosa en el mundo”

Lev Nikoláyevich Tolstói (1828-1910)

“La soberbia es el abismo donde suele desaparecer hasta el mérito verdadero”

Juan Montalvo (1832-1889)

“Si el conocimiento puede crear problemas, no es con la ignorancia con lo que podemos resolverlos”

Isaac Asimov (1920-1992)

Agradecimientos

Como un preámbulo a los agradecimientos sinceros que se han redactado y se plasman en estas hojas de papel, debo hacer hincapié a que lo sustentado aquí, ha sido de lo más emotivo, sabiendo de antemano que no existen palabras que describan la gratitud, con mi familia, amigos, profesores y demás allegados, quienes de una manera directa o indirecta estuvieron siempre allí alentándome.

Todo el compendio de las siguientes frases expuestas, espero den a entender la magnitud del sentimiento de gratitud con las cuales han sido redactadas, las mismas que han sido de todo corazón, esperando además sepan disculpar aquellas personas que de manera involuntaria no se las menciona.

Agradezco a todos que de una u otra manera me han contribuido, en el periodo de formación y principalmente con la buena amistad, a toda mi familia que han sabido como estar allí con su apoyo cuando más los necesitaba.

Mis más sinceros agradecimientos;

A la Secretaría de Educación Superior, Ciencia, Tecnología e Innovación (SENESCYT), por otorgarme la beca para realizar mis estudios de posgrado en el extranjero.

Al Departamento de Ingeniería Energética, de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, por permitirme cursar mis estudios de posgrado, y a la cátedra Federico Goded del Consejo de Seguridad Nuclear por haberme financiado algunas de las actividades de movilidad.

A todos quienes fueron mis profesores en el máster de Ciencia y Tecnología Nuclear, por dilucidarme e inculcarme las bases necesarias para cursar el Doctorado.

A mi director de Tesis el Doctor Eduardo Gallego Díaz, por aceptarme en el programa de doctorado, por su confianza, don de gentes, excelente trato humano brindado y porque siempre supo cómo ayudarme a sacar adelante todos los trabajos realizados durante la tesis. Gracias Eduardo.

A la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas (UAZ), por permitirme realizar mi estancia de investigación doctoral, a mis compañeros de la UAZ, y por sobre todo muy en especial a quien fue mi tutor durante la misma al Doctor Héctor René Vega Carrillo, por guiarme no solo durante el tiempo que duro mi estancia, sino además por enseñarme y asesorarme a pesar de la distancia, muchas gracias de todo corazón, a quien considero además un amigo.

A los chicos del laboratorio Luís, David y en especial a Slava y al Profesor Alfredo quienes me han ayudado proactivamente en todos los experimentos realizados en el laboratorio de medidas neutrónicas y por su ardua labor.

Un agradecimiento especial a Karen, quien me dilucidó y explicó con mucha paciencia una parte del código, el cual ha sido mi herramienta de trabajo, y parafraseando al centauro del norte, héroe de la revolución mexicana, *“son personas como ella que hacen grande a México, personas que quieran a su tierra, como ella, una verdadera Zacatecana”*. Gracias Karen.

A todos mis compañeros de doctorado que desde un inicio me supieron brindar su amistad, a mis compañeros de despacho Andrés, Julio y en su momento Santi, Emilio y Adrián, antes que se incorporaran ya Doctores, pero por sobre todo y muy en especial a quienes no solo han sido mis compañeros de doctorado, sino que además los considero mis amigos, Antonio, Luis, Gonzalo, y Aldo.

Al jienense Antonio Jiménez, quien junto a Luis Felipe Duran, motrileño granadino, os considero a ambos en uno solo, un gran equipo, quienes para mí son “*la locomotora del Carchi*” del despacho.

A mi amigo Gonzalete, que es quien parte el bacalao y quien maneja el cotarro en el grupo, además quien junto con Roberto hemos llegado a ser el “A-Team”.

A mi amigo chilango, Aldo, con quien me he echado unas cuantas risas, y platicando sentía que no estaba lejos de mi tierra, como si se juntaran Benito Juárez y Antonio José de Sucre, es decir que, de mi cultura y tradiciones, de la patria grande de Bolívar, no estaba lejos.

A todos mis amigos del *mejor grupo nuclear* Alfonso, Esther, Álvaro, Cristina, Pablo, Ignacio, Irene, Marta y Lucía.

A Rubén Darío mi compañero de piso, homónimo del gran escritor Nicaragüense, a quien además lo considero mi amigo, “*No dejes apagar el entusiasmo, virtud tan valiosa como necesaria, trabaja, aspira, tiende siempre hacia la altura*”.

A mis amigos de la carrera en Ecuador: Javier y en especial a África, por motivarme a postular a la beca del gobierno ecuatoriano, con la cual pude estudiar mi postgrado.

A mi amigo Víctor Larco, por apoyarme siempre a pesar de la distancia.

En fin, a todos mis amigos, con quienes no solo me pude echar unas cuantas risas, sino que además estuvieron siempre apoyándome, y como ya lo dijo William Butler Yeats “*Un extraño no es un desconocido, sino un amigo que aún no te han presentado*”, extraños, quienes ahora son mis amigos, espero siempre encontrarme en la vida.

A mi amada Inma quien me ha enseñado que “*lo esencial es invisible a los ojos*”, a sus hermanos Alfonso y David, pero muy en especial a sus padres Alfonso y Andrea, por el trato y calor familiar que me brindan, con ellos siempre me siento en casa.

Y por, sobre todo, y de corazón a España...

Lenin Estuardo Cevallos Robalino.

Madrid, España

Verano 2019

DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE EL USO DE FUENTES DE NEUTRONES

Resumen

La detección de sustancias ocultas es de suma importancia para la seguridad nacional, en especial en la lucha contra el terrorismo y el tráfico de drogas. En esta tesis doctoral, se han estudiado diferentes sistemas basados en el uso de fuentes de neutrones con ese fin, siendo diseñados, simulados, contruidos y evaluados.

Inicialmente, y durante la estancia doctoral realizada en la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas, se realizaron irradiaciones para medir rayos gamma prontos inducidos en agua ligera y en polietileno de alta densidad (HDPE) cuando son expuestos a neutrones desde una fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, usando un detector de centelleo de NaI(Tl) de Ø3" x 3". En ambos materiales se observó un rayo gamma de 2,22 MeV debido a la captura en hidrógeno, además un rayo gamma de 4,43 MeV observado debido a la reacción $\text{C}_6^{12}(\text{n},\text{n}'\gamma)\text{C}_6^{12}$. Este tipo de reacciones inducidas por los neutrones, y la capacidad de detectar los rayos gamma prontos, sienta las bases de los métodos prácticos que se han desarrollado en la Tesis.

Con cilindros de HDPE como material moderador, se diseñó un sistema de irradiación con neutrones térmicos obtenidos a partir de una fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de 111 GBq de actividad, eligiendo la geometría más adecuada para su termalización mediante la retrodispersión en el HDPE, habiendo logrado tasas de fluencia térmica de hasta $5,3 \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ dentro del rango del espectro predominantemente térmico. El modelo teórico fue replicado experimentalmente en el Laboratorio de Medidas Neutrónicas de la Universidad Politécnica de Madrid (LMN-UPM), llevando a cabo mediciones experimentales utilizando un detector de BF_3 .

Mediante métodos de Monte Carlo, se diseñó un segundo sistema de neutrones térmicos basado en la misma fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de 111 GBq, ubicada en el interior de una cavidad cilíndrica dentro de un paralelepípedo de material moderador, ensayando con tres materiales moderadores diferentes, agua, grafito y HDPE, para comprobar cuál de

esos materiales sería más adecuado para el sistema de detección, maximizando el flujo de neutrones térmicos en la cámara de irradiación. Se pudo concluir que el HDPE alcanza un mejor rendimiento, con tasas de fluencia térmica de hasta $904 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$, que suponen $8,144 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\cdot\text{GBq}^{-1}$.

Tras concluir que el HDPE es el material moderador más interesante, uno de los logros principales de la Tesis ha sido FANT, acrónimo de Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos, que es un dispositivo moderador para producir un campo uniforme de neutrones térmicos, diseñado mediante métodos de Monte Carlo con el código MCNP6.1 para identificar materiales por AAN (AAN). El dispositivo está basado en una fuente $^{24}_{95}\text{Am} / ^9_4\text{Be}$ en el interior de una cámara para irradiación de forma cilíndrica, de 32 cm de diámetro x 70 cm de largo, en el interior de un paralelepípedo de 90 cm de largo x 70 cm de alto de material HDPE, además de un detector de NaI(Tl) de Ø3" x 3", que se inserta lateralmente. El proceso de moderación mediante retrodispersión de los neutrones resulta efectivo, permitiendo obtener tasas de fluencia térmica de hasta $1100 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$. Por otro lado, la tasa de dosis a 1 metro de distancia del FANT es inferior a $10 \text{ } \mu\text{Sv/h}$. Tras su diseño computacional, FANT se construyó y probó experimentalmente en el LMN-UPM.

Si bien el campo de neutrones térmicos obtenido en FANT es muy uniforme y con un flujo notable para el tipo de fuente de partida, lo que le hace apto para múltiples aplicaciones, como la calibración y pruebas de detectores de neutrones térmicos, su rendimiento práctico para el AAN no ha sido plenamente satisfactorio, y por ello, de nuevo mediante métodos de Monte Carlo usando el código MCNP6.1, se han evaluado diversas configuraciones para un sistema de detección de alto flujo. Dicho sistema está compuesto por un generador de neutrones compacto de Deuterio-Deuterio D-D y detectores de centello de NaI(Tl), y estaría destinado a la detección e interceptación de explosivos ocultos. Se ha analizado la respuesta del sistema ante diversas muestras de explosivos, tales como RDX y Nitrato de Amonio, por ser los principales elementos de los explosivos casero-militares. El generador D-D produce neutrones rápidos de 2,5 MeV con una intensidad máxima de 10^{10} n/s (DD-110); el generador es rodeado con HDPE con el fin de termalizar los neutrones rápidos, mejorando su interacción con la muestra, dando lugar a la

emisión de rayos gamma, obteniendo un espectro característico de los elementos que la constituyen, pudiendo de esta manera determinar su composición química e identificar el tipo de sustancia.

Los sistemas desarrollados pueden ser empleados en futuros experimentos de laboratorio, tanto para la identificación de sustancias trazas mediante AAN, como para la calibración de equipos de detección.

Palabras clave: fuentes de neutrones, detectores de neutrones, AAN, Monte Carlo, detección de explosivos.

DETECTION OF SUBSTANCES BY MEANS OF NEUTRON SOURCES

Abstract

The detection of hidden substances is of paramount importance for national security, especially in the fight against terrorism and drug trafficking. In this doctoral thesis, different systems for this purpose, based on the use of neutron sources have been studied, being designed, simulated, constructed and evaluated.

Initially, and during a doctoral stay in the Academic Unit of Nuclear Studies of the Autonomous University of Zacatecas, irradiations were performed to measure early gamma rays induced in light water and high density polyethylene (HDPE) when they are exposed to neutrons from a $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ source, using a $\varnothing 3'' \times 3''$ NaI(Tl) scintillation detector. In both materials, gamma rays of 2.22 MeV were observed due to the capture in hydrogen. In addition, 4.43 MeV photons were observed due to the reaction $\text{C}_6^{12}(\text{n}, \text{n}'\gamma)\text{C}_6^{12}$. This type of neutron induced reactions, and the ability to detect early gamma rays, forms the basis of the practical methods that have been developed in the Thesis.

With HDPE cylinders as moderator material, an irradiation system with thermal neutrons obtained from a $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ source of 111 GBq activity was designed, choosing the most suitable geometry for the neutron thermalization by backscattering in the HDPE. The thermal fluence achieved reached up to $5.3 \cdot 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ within the predominantly thermal spectrum range. The theoretical model was replicated experimentally in the Neutron Measurement Laboratory of the Universidad Politécnica de Madrid (LMN-UPM), carrying out experimental measurements using a BF_3 detector.

Using Monte Carlo methods, a second thermal neutron system was designed based on the same $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ source of 111 GBq, located in a cylindrical cavity inside a parallelepiped of moderator material. Three different moderator materials were tested –water, graphite and HDPE–, to verify which of these materials would be most suitable for the detection system, maximizing the flow of thermal neutrons in the irradiation chamber. It could be concluded that HDPE achieves a better

performance, with thermal fluence rates of up to $904 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$, which are equivalent to $8.144 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\cdot\text{GBq}^{-1}$.

After concluding that HDPE is the most interesting moderator material, one of the main achievements of the Thesis has been FANT, Spanish acronym for Extended Thermal Neutron Source. It is a moderating device to produce a uniform field of thermal neutrons, designed by means of Monte Carlo methods with the MCNP6.1 code, with the aim to identify materials by Neutron Activation Analysis (NAA). The device is based on a $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ source inside a cylindrical irradiation chamber, 32 cm diameter x 70 cm length, inside a parallelepiped of 90 cm long x 70 cm high HDPE material. In addition, a Ø3" x 3" NaI(Tl) detector can be inserted laterally. The process of moderation by backscattering neutrons is effective, allowing to obtain thermal fluence rates of up to $1100 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$. On the other hand, the dose rate at 1-meter distance of the FANT is less than $10 \text{ }\mu\text{Sv/h}$. After its computational design, FANT was built and experimentally tested in the LMN-UPM.

The thermal neutron field obtained in FANT is very uniform, and the thermal flux is remarkable for the type of source used, which makes it suitable for multiple applications, such as calibration and thermal neutron detector tests. However, its practical performance for the NAA has not been fully satisfactory, and therefore, again using Monte Carlo methods with the MCNP6.1 code, various configurations have been evaluated for a high-flux detection system. This system is composed of a compact neutron generator of Deuterium-Deuterium D-D and NaI(Tl) scintillation detectors, and it would be used for the detection and interception of hidden explosives. The response of the system to various samples of explosives, such as RDX and Ammonium Nitrate, has been analyzed, as they are the main elements of homemade-military explosives. The D-D generator produces fast 2.5 MeV neutrons with a maximum intensity of 10^{10} n/s (DD-110); the generator is surrounded with HDPE in order to thermalize the fast neutrons, improving its interaction with the sample, giving rise to the emission of gamma rays. A characteristic spectrum of the elements that constitute the sample is obtained, thus being able in this way to determine its chemical composition and to identify the type of substance.

The developed systems can be used in future laboratory experiments, both for the identification of trace substances by NAA, and for the calibration of neutron detection equipment.

Keywords: neutron sources, neutron detectors, neutron activation analysis, Monte Carlo, detection of explosives.

Acrónimos

AAN	Análisis por Activación Neutrónica
ANSI	American National Standard Institute
ANFO	Ammonium Nitrate Fuel Oil
AMATOL	Ammonium Nitrate and Trinitrotoluene
BSS	Bonner Sphere Spectroscopy
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CNAA	Cyclic Neutron Activation Analysis
D-D	Deuterium – Deuterium
DIE	Departamento de Ingeniería Energética
DSA	Digital Spectrum Analyser
D-T	Deuterium – Tritium
EDS	Explosives Detection System
ENAA	Epithermal Neutron Analysis Activation
FANT	Fuente ampliada de Neutrones Térmicos
FNA	Fast Neutron Activity
FNAA	Fast Neutron Activation Analysis
FWHM	Full Width at Half Maximum
GEB	Gaussian Energy Broadening
HDPE	High Density Polyethylene
HOTNES	Homogeneous Thermal Neutron Source
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
INAA	Instrumental Nuclear Analysis Activation
LANL	Los Alamos National Laboratory
LMN	Laboratorio de Medidas Neutrónicas
MCA	Multichannel Analyser

MCNP	Monte Carlo N-Particle Transport Code
NAA	Neutron Activation Analysis
NIS	Neutron Inelastic Scattering
NSDann	Neutron Spectrometry and Dosimetry by means of Artificial Neural Networks
PFNTS	Prompt Fast Neutron Thermal Spectroscopy
PGNAA	Prompt Gamma Neutron Activity Analysis
PGR	Prompt Gamma Rays
PNNL	Pacific Northwest National Laboratory
RDX	Ciclotrimetilentrinitramina
RNAA	Radiochemical Neutron Activation Analysis
TNA	Thermal Neutron Analysis
TNT	Trinitrotolueno
TNMI	Thermal Neutron Material Identification
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
UAEN	Unidad Académica de Estudios Nucleares
UAZ	Universidad Autónoma de Zacatecas
UPM	Universidad Politécnica de Madrid
VISED	Visual Editor
VOD	Velocidad de Detonación

Índice de páginas

Resumen	i
Abstract	iv
Acrónimos	vii
Índice de páginas.....	ix
Índice de figuras	xiv
Índice de tablas	xxiv
Índice de ecuaciones	xxviii
Índice de reacciones.....	xxx
1 INTRODUCCIÓN	1-1
1.1 Justificación.....	1-1
1.2 Objetivo de la tesis.....	1-4
1.3 Organización de la memoria.....	1-5
2 DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE INTERACCIÓN NEUTRÓNICA	2-1
2.1 Nociones básicas	2-1
2.1.1 Fuentes de neutrones	2-1
2.1.1.1 Generadores de neutrones a partir de las reacciones D-D y D-T.....	2-1
2.1.1.2 Fuentes isotópicas de neutrones	2-4
2.1.1.2.1 $^{239}_{94}\text{Pu}/^9_4\text{Be}$	2-6
2.1.1.2.2 $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	2-7
2.1.1.2.3 $^{252}_{98}\text{Cf}$	2-9
2.1.2 Moderación de neutrones.....	2-10
2.1.3 Retrodispersión de neutrones.....	2-13
2.2 Detectores de radiación.....	2-14
2.2.1 Medidas del flujo neutrónico	2-16
2.2.2 Detección de neutrones.....	2-19
2.2.2.1 El contador de BF_3	2-20
2.2.2.2 Detector de He_3	2-20

2.2.3 Detección de gammas	2-21
2.2.3.1 Espectrometría gamma	2-26
2.2.4 Detectores de radiación gamma	2-27
2.2.4.1 Detector centellador de yoduro de sodio dopado con talio NaI(Tl)	2-27
2.2.4.2 Detector de Germanio Hiperpuro	2-29
2.2.4.3 Detector centellador de Germanato de Bismuto (BGO)	2-32
2.2.4.4 Otros detectores para espectrometría gamma.....	2-34
2.3 Activación neutrónica.....	2-35
2.3.1 Métodos de análisis por activación aplicables a la detección de sustancias	2-40
2.3.1.1 AAN Radioquímico – RNAA (Radiochemical Neutron Activation Analysis).....	2-54
2.3.1.2 AAN - NAA (Neutron Activation Analysis)	2-54
2.3.1.3 AAN Instrumental o INAA (Instrumental Neutron Analysis Activation).....	2-56
2.3.1.4 Análisis por Activación Neutrónica de Gammas Prontos - PGNAA (Prompt Gamma Neutron Analysis Activation)	2-56
2.3.1.5 Análisis con Neutrones Rápidos - FNA (Fast Neutron Analysis) ..	2-58
2.3.1.6 Análisis con Neutrones Térmicos - TNA (Thermal Neutron Analysis).....	2-60
2.3.1.7 AAN Epitérmico - ENAA (Epithermal Neutron Activation Analysis).....	2-62
2.3.1.8 Análisis con Neutrones Rápidos (FNA - Fast Neutron Analysis) /Térmicos (TNA – Thermal Neutron Analysis)	2-62
2.3.1.9 AAN Cíclica - CNAA (Cyclic Neutron Activation Analysis)	2-64
2.3.1.10 Método de la partícula asociada.....	2-64
2.4 Detección de sustancias ilícitas.....	2-66
2.4.1 Drogas	2-67
2.4.2 Explosivos	2-69
2.4.2.1 Clasificación de explosivos	2-73
2.5 Métodos Monte Carlo	2-74
2.5.1 Código MCNP	2-75

2.5.1.1 Estructura del archivo de entrada en MCNP	2-76
2.5.1.2 Especificaciones de la geometría.....	2-77
2.5.1.3 Tally.....	2-77
2.5.1.4 Celdas y superficies.....	2-78
2.5.1.5 Especificaciones de los materiales	2-79
2.5.1.6 FMESH.....	2-80
2.5.1.7 Macrocerpos o “Macrobdies”	2-80
2.5.1.8 Especificación del término fuente	2-81
2.5.1.9 VISED como un visualizador	2-81
2.5.1.10 MCNP6.1	2-82
3 MATERIALES MÉTODOS Y RESULTADOS	3-1
3.1 Introducción.....	3-1
3.1.1 Principios básicos y método para la detección de sustancias mediante la interacción con neutrones.....	3-2
3.1.2 Proceso de ajuste y calibración del equipo de espectrometría gamma	3-9
3.1.3 AAN mediante Rayos Gamma Prontos	3-17
3.2 Ensayos teórico-experimentales y resultados	3-19
3.2.1 Experimentos en el laboratorio de medidas neutrónicas del departamento de Ingeniería Energética o LMN-UPM	3-19
3.2.1.1 Resultados de los experimentos realizados	3-23
3.2.2 Experimentos en la Unidad Académica de Estudios Nucleares (UAEN) de la Universidad Autónoma de Zacatecas (México)	3-25
3.2.2.1 Resultados de la obtención de rayos gamma prontos inducidos en agua y polietileno	3-29
3.2.3 Sistema para la identificación del flujo de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, mediante cilindros de polietileno de alta densidad, diseño y montaje experimental	3-32
3.2.3.1 Resultados teórico-experimentales	3-42
3.2.4 Diseño de un dispositivo de Neutrones Térmicos para la identificación de materiales o TNMI (Thermal Neutron Material Identification)	3-52
3.2.4.1 Resultados teóricos mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNP6.1 para el sistema de neutrones térmicos para identificar materiales TNMI (Thermal Neutron Material Identification)	3-57
3.2.5 FANT – (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos), diseño y montaje experimental.....	3-63

3.2.5.1 Resultados teórico-experimentales realizadas para el sistema FANT (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos).....	3-76
3.2.6 Análisis mediante métodos Monte Carlo con el código MCNPX de un sistema de detección de explosivos (EDS–Explosives Detection System), basado en un generador de neutrones D-D	3-86
3.2.6.1 Resultados teórico mediante métodos Monte Carlo con el código MCNPX para un sistema de detección de explosivos (EDS) basado en un generador de D-D	3-91
3.2.7 Simulación por métodos Monte Carlo de un detector de sustancias ilícitas empleando un generador de D-T	3-96
4 DISCUSIÓN Y CONCLUSINES	4-1
4.1 Conclusiones para los experimentos realizados en la bancada del LMN-UPM.....	4-1
4.2 Conclusiones sobre la obtención de rayos gamma prontos, inducidos en agua y en polietileno, durante la estancia doctoral en la UAEN-UAZ	4-2
4.3 Conclusiones de los resultados obtenidos para el sistema de optimización del flujo de neutrones térmicos mediante cilindros de polietileno de alta densidad.....	4-3
4.4 Conclusiones de los resultados obtenidos para el dispositivo de neutrones térmicos o TNMI	4-4
4.5 Conclusiones de los resultados obtenidos para el sistema FANT – (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos)	4-6
4.6 Conclusiones sobre el análisis del Sistema de Detección de Explosivos o EDS (Explosives Detection System) basado en un generador D-D.....	4-8
4.7 Conclusiones para el sistema de detección de sustancias ilícitas mediante el uso de un generador de D-T	4-10
4.8 Conclusiones finales. Aportaciones de la tesis.....	4-10
4.9 Recomendaciones finales	4-11
5 REFERENCIAS	5-1
6 ANEXOS.....	6-1
6.1 FICHEROS MCNP	6-2
6.1.1 FICHERO 1: Sistema de Detección de Explosivos o EDS.....	6-4
6.1.2 FICHERO 2: Simulación de ensayos en la bancada LMN-DIE.....	6-10

6.1.3 FICHERO 3: Sistema para incrementar los neutrones térmicos para identificación de materiales TNMI	6-21
6.1.4 FICHERO 4: Sistema para la optimización del flujo térmico mediante cilindros de polietileno de alta densidad.....	6-33
6.1.5 FICHERO 5: FANT – (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos)	6-45
6.1.6 Tablas de reacciones de algunos elementos y secciones eficaces de interés	6-45

Índice de figuras

Figura 2-1. Desintegración del $^{87}_{35}\text{Br}$	2-4
Figura 2-2. Esquema de una construcción típica para una fuente $\alpha/{}^9_4\text{Be}$...	2-6
Figura 2-3. Espectro de energía de una fuente $^{239}_{94}\text{Pu}/{}^9_4\text{Be}$ de 80g	2-7
Figura 2-4. Esquema de una fuente portable de $^{241}_{95}\text{Am}/{}^9_4\text{Be}$, dimensiones externas en mm.....	2-8
Figura 2-5. Espectro de energía en la emisión de una fuente $^{241}_{95}\text{Am}/{}^9_4\text{Be}$..	2-8
Figura 2-6. Medida del espectro de energía neutrónico de la fisión espontánea del $^{252}_{98}\text{Cf}$	2-9
Figura 2-7. Esquema de fuentes de $^{252}_{98}\text{Cf}$ con su contenedor de blindaje	2-10
Figura 2-8. Eficiencia del detector ${}^3_2\text{He}$ en función de la energía del neutrón incidente	2-21
Figura 2-9. Esquema de un detector centellador + fotomultiplicador	2-22
Figura 2-10. Esquema de la FWHM para un pico de energía H_0	2-24
Figura 2-11. Ejemplo de dos funciones de respuesta de dos detectores con resolución buena y pobre	2-24
Figura 2-12. Ilustración esquemática de un detector centellador de yoduro de sodio de Ø3”X3”	2-29
Figura 2-13. Espectros gamma de varios elementos de vida corta, irradiado 30 segundos, mediante detector de HPGe durante 5 minutos.....	2-30
Figura 2-14. Diagrama esquemático de un detector de HPGe	2-31
Figura 2-15. Espectro γ para el $^{23}_{11}\text{Na}$ con un detector de HPGe	2-31
Figura 2-16. Eficiencia intrínseca del detector de BGO comparado con un detector de NaI(Tl).....	2-33

Figura 2-17. Esquema de la emisión de rayos gamma después de la interacción con neutrones de baja energía.....	2-37
Figura 2-18. Irradiación con neutrones del $^{27}_{13}\text{Al}$	2-37
Figura 2-19. Actividad de saturación y desintegración de un radionúclido en función del tiempo de irradiación o decaimiento, unidades en periodos de semidesintegración	2-39
Figura 2-20. Firma característica de la kimberlita en línea punteada, comparada con una muestra de roca con alto contenido de kimberlita representada en línea continua.....	2-41
Figura 2-21. Activación cíclica	2-44
Figura 2-22. Exceso de cuentas en la densidad de diferentes muestras con contenido de hidrógeno	2-46
Figura 2-23. Prototipo esquemático de un sistema de detección de minas terrestres con explosivo	2-47
Figura 2-24. Sección eficaz de la reacción $^{14}_7\text{N}(n,2n)^{13}_7\text{N}$	2-51
Figura 2-25. Sección eficaz de la reacción $^{15}_7\text{N}(n,\gamma)^{16}_7\text{N}$	2-51
Figura 2-26. Sección eficaz de la reacción $^{19}_9\text{F}(n,p)^{19}_8\text{O}$	2-52
Figura 2-27. Sección eficaz de la reacción $^{19}_9\text{F}(n,\alpha)^{16}_7\text{N}$	2-52
Figura 2-28. Sección eficaz de la reacción $^{19}_9\text{F}(n,\gamma)^{20}_9\text{F}$	2-53
Figura 2-29. Esquema del método AAN.....	2-55
Figura 2-30. Esquema del diseño de la instalación para análisis por activación con neutrones térmicos	2-60
Figura 2-31. Espectro del $^{56}_{25}\text{Mn}$ en una muestra de acero SS-304. Las líneas correspondientes al $^{56}_{25}\text{Mn}$ son de 847 keV, producidas vía activación con neutrones térmicos mediante la reacción $^{55}_{25}\text{Mn}(n,\gamma)$	2-61
Figura 2-32. Prototipo TNA con detectores de LaBr_3 y $\text{NaI}(\text{Tl})$	2-63
Figura 2-33. Método partícula asociada - esquema	2-64

Figura 2-34. Prototipo de un módulo portable para un sistema de detección de explosivos.....	2-65
Figura 2-35. Picos característicos del material irradiado de composición de C, N y O, además de la ubicación del material indagado.....	2-65
Figura 2-36. Rayos-γ característicos de $E_\gamma = 4,43$ MeV (C), $E_\gamma = 5,10$ MeV (N) y $E_\gamma = 6,13$ MeV (O)	2-66
Figura 3-1. Detector centellador de yoduro de sodio de Ø3"x3" con su fotomultiplicador montado en un trípode, utilizado en los experimentos de este trabajo.....	3-8
Figura 3-2. Calibración del detector NaI(Tl) de Ø3"x3" para la energía del $^{137}_{55}\text{Cs}$ – 661,7 keV (Captura de pantalla obtenida del computador de la curva realizada mediante el software GENIE-2000 en el LMN-UPM).....	3-10
Figura 3-3. Desintegración $^{137}_{55}\text{Cs}$ y $^{60}_{27}\text{Co}$	3-12
Figura 3-4. Analizador de espectros Digital (DSA) + Analizador Multicanal (MCA) e interfaz GENIE-2000 instalado en la PC (Fotografía obtenida del LMN-UPM)	3-12
Figura 3-5. Reporte generado por GENIE-2000	3-13
Figura 3-6. Curva de calibración en energía (Captura de pantalla obtenida del computador del LMN-UPM)	3-14
Figura 3-7. Área bajo la curva del $^{137}_{55}\text{Cs}$ (5740) utilizado para calibrar en eficiencia al detector, mediante el GENIE-2000 (Captura de pantalla obtenida del LMN-UPM).....	3-15
Figura 3-8. Curva de calibración en eficiencia obtenida mediante el GENIE-2000 (Captura de pantalla obtenida del LMN-UPM).....	3-16
Figura 3-9. Montaje del sistema esfera – detector – fuente, realizado en la bancada del LMN – UPM, a 2 cm de distancia esfera – detector NaI(Tl) de Ø3"x3" a 90° de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-20

Figura 3-10. Montaje del sistema esfera – detector – fuente, realizado en la bancada del LMN – UPM, a 2 cm de distancia esfera – detector NaI(Tl) de Ø3”x3” a 0° de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-21
Figura 3-11. Espectro del polietileno de la esfera bonner, irradiado durante 60 minutos (Fotografía obtenida de la sala del LMN-UPM).....	3-22
Figura 3-12. Esquema del ensayo, con las 4 posiciones del detector de NaI(Tl) de Ø3”x3” respecto a la esfera bonner de Ø10 pulgadas	3-22
Figura 3-13. Esquema del experimento realizado con el código MCNPX y visualizado mediante VISED, fuente – esfera - detector a 0°	3-23
Figura 3-14. Espectro obtenido de la esfera bonner de Ø10”, después de ser irradiado durante 60 minutos para las posiciones 0°, 30°, 60° y 90°, información obtenida por GENIE-2000	3-24
Figura 3-15. Resultados para las estimaciones de los cálculos realizados mediante el código MCNPX, para las posiciones a 0°, 90°.....	3-25
Figura 3-16. Calibración del equipo, previo a los experimentos para la obtención de espectros (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.).	3-26
Figura 3-17. Curva de calibración obtenida de las fuentes $^{137}_{55}\text{Cs}$, $^{22}_{11}\text{Na}$ y $^{60}_{27}\text{Co}$, ya reducida la ganancia y corregida en energía	3-27
Figura 3-18. Montaje del equipo de laboratorio para la obtención del ruido de fondo (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.).....	3-28
Figura 3-19. Montaje del equipo para la obtención del espectro característico para el agua, contenida en un matraz esférico de vidrio (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.)	3-28
Figura 3-20. Espectro característico para el polietileno (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.)	3-29
Figura 3-21. Esquema del sistema de detección para contaminantes en agua mediante activación neutrónica	3-29
Figura 3-22, Curva del ruido de fondo del laboratorio de la UAEN-Zac..	3-30

Figura 3-23. Curva rayos- γ característicos para esfera de polietileno de Ø10 pulgadas, obtenido mediante el uso de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ en el laboratorio de la UAEN-Zac	3-30
Figura 3-24. Curva rayos gamma característicos para el matraz de Ø10 pulgadas con agua, obtenido mediante el uso de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ en el laboratorio de la UAEN-Zac	3-31
Figura 3-25. Comparación de resultados obtenidos en el laboratorio de la UAEN-Zac, mediante una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-31
Figura 3-26. Esquema de la bancada de irradiación con fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ y cilindros HDPE, realizado mediante el código MCNP6.1	3-33
Figura 3-27. Modelos en MCNP6.1 de las configuraciones 1 y 2	3-34
Figura 3-28. Modelos en MCNP6.1 de las configuraciones 3 y 4	3-35
Figura 3-29. Bancada de irradiación del LMN-UPM, con cilindros de HDPE y un detector de neutrones de BF_3	3-36
Figura 3-30. Cilindros de HDPE para las configuraciones 1, 2 y 3.....	3-36
Figuras 3-31. Cilindros de HDPE para la configuración 4.....	3-36
Figura 3-32. Sección eficaz de la reacción $^{10}_5\text{B}(n, \alpha)^7_3\text{Li}$	3-37
Figura 3-33. Sección eficaz de la reacción $^{197}_{79}\text{Au}(n, \gamma)^{198}_{79}\text{Au}$	3-38
Figura 3-34. Sección eficaz de la reacción $^{113}_{48}\text{Cd}(n, \gamma)^{114}_{48}\text{Cd}$	3-39
Figura 3-35. Arreglo experimental previo a la irradiación de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ y sin cubierta de láminas de $^{113}_{48}\text{Cd}$	3-40
Figura 3-36. Flujo de neutrones térmicos en función de la distancia fuente – detector para las configuraciones 1, 2 y 3	3-42
Figura 3-37. Comparación de los valores obtenidos del flujo de neutrones térmicos para las configuraciones 3 y 4 en función de la distancia fuente – detector.....	3-44

Figura 3-38. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones provenientes de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, sin moderación	3-44
Figura 3-39. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones provenientes de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, para la configuración 1	3-45
Figura 3-40. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones provenientes de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, para la configuración 2	3-46
Figura 3-41. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones provenientes de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, para la configuración 3	3-46
Figura 3-42. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones provenientes de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, para la configuración 4	3-47
Figura 3-43. Comparación de resultados teórico – experimentales para la configuración 3	3-48
Figura 3-44. Comparación de resultados del método relación $^{113}_{48}\text{Cd}$, de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ sin blindaje y blindadas con hojuelas de $^{113}_{48}\text{Cd}$	3-51
Figura 3-45. Comparación de resultados de los valores obtenidos mediante el monitor de $^{197}_{79}\text{Au}$ y con el código MCNP6.1	3-51
Figura 3-46. Esquema del sistema, esquematizado mediante VISED y simulado con el código MCNP6.1	3-54
Figura 3-47. Esquema de los puntos en los ejes coordenados x, y, z, en la obtención del flujo de neutrones térmicos.....	3-55
Figura 3-48. Esquema de los puntos en los ejes coordenados x, y, z en el interior de la cámara de dispositivo, para obtener el flujo de neutrones térmicos	3-56
Figura 3-49. $\dot{H}^*(10)$ por neutrones realizado en el sistema TNMI, realizado mediante la función mesh el código MCNP6.1	3-56
Figura 3-50. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de irradiación a 35 cm de distancia de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-58
Figura 3-51. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de irradiación a 40 cm de distancia de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-59

Figura 3-52. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de irradiación a 45 cm de distancia de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-59
Figura 3-53. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de irradiación a 50 cm de distancia de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	3-60
Figura 3-54. Flujo de neutrones de baja energía ($E < 0,4$ eV), para los radios $Z=6; 8; 10; 12$ y 14 cm, desde el centro de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ a lo largo de la cámara en $Y=40; 45; 50$ y 55 cm.....	3-61
Figura 3-55. Distribución de la fluencia de los neutrones respecto a la energía, medido a lo largo de la cámara del eje principal de irradiación en los puntos $Y=35; 40; 45; 50; 55$ y 60 cm, con HDPE como moderador	3-62
Figura 3-56. Esquema vista isométrica del FANT, modelización realizada mediante MCNP6.1 y visualizado transparente con VISED	3-63
Figura 3-57. Imagen real FANT, (Fotografía tomada del LMN-UPM)....	3-64
Figura 3-58. Interior del FANT, vista frontal, superficie e interior de la instalación, realizada en HDPE (Fotografía tomada del LMN-UPM).....	3-64
Figura 3-59. Accesorios internos para el FANT destinados a la colocación de las esferas Bonner para espectrometría neutrónica (Fotografía tomada del LMN-UPM)	3-65
Figura 3-60. Láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ desnudas y con $^{113}_{48}\text{Cd}$ dispuestas en hilera (Fotografía tomada del LMN-UPM).....	3-66
Figura 3-61. Esquema del FANT para los 12 puntos de irradiación en el interior de la cámara	3-67
Figura 3-62. Medición radial del flujo térmico (Fotografía tomada del LMN-UPM)	3-68
Figura 3-63. Calibración del equipo en energía y eficiencia mediante el uso de fuentes calibradas	3-69
Figura 3-64. Ubicación esferas bonner dentro del FANT para los diámetros $2, 3, 5, 8, 10$ y 12 pulgadas (Fotografía tomada del LMN-UPM)	3-70
Figura 3-65. Sección eficaz de la reacción $^6_3\text{Li}(\frac{1}{0}n, T)\frac{4}{2}\text{He}$	3-71

Figura 3-66. Obtención del fondo en el FANT, mediante el uso del equipo de detección GENIE-2000 (Fotografía tomada del LMN-UPM)	3-73
Figura 3-67. Esquema del FANT con la muestra para AAN, visualizado mediante VISED	3-73
Figura 3-68. Ensayos en el FANT para obtener los picos de fotones gamma prontos característicos de varias muestras, mediante el método de AAN (Fotografía tomada del LMN-UPM)	3-74
Figura 3-69. Cilindros de polietileno de alta densidad de 1cm, 1,5cm y 2cm de espesor (Fotografía tomada del LMN-UPM).....	3-75
Figura 3-70. Esquema del dispositivo con corte superior y frontal de las vistas isométricas indicando los 4 puntos de la obtención de la dosis equivalente ambiental realizado mediante el código MCNP6.1	3-77
Figura 3-71. Espectro de la dosis equivalente ambiental, izquierda ejes X – Z vista frontal, derecha ejes X – Y – Z vista tridimensional	3-77
Figura 3-72. Flujo de neutrones por unidad de letargia, en 12 puntos distribuidos en el canal de irradiación, simulado con el código MCNP6.1	3-78
Figura 3-73. Comparación de resultados obtenidos en el LMN-UPM y con el código MCNP6.1 para el flujo de neutrones térmicos ($E < 0,0253$ eV) obtenidos en el FANT	3-79
Figura 3-74. Comparación valores LMN-UPM y MCNP6.1 para el flujo térmico obtenidos radialmente para los puntos a, b, c, d, e y f.....	3-80
Figura 3-75. Comparación de valores LMN-UPM y MCNP6.1 para el flujo térmico obtenido radialmente para los puntos g, h, i, j, k y l.....	3-80
Figura 3-76. Comparación de la tasa de fluencia por unidad de letargia obtenidos con los códigos BUNKIUT, MCNP6.1 y NSDann VER. 4.0	3-82
Figura 3-77. Curvas del espectro gamma pronto de algunas muestras irradiadas en el FANT	3-82
Figura 3-78. Ampliación de la curva del espectro gamma correspondiente al hidrógeno tras la irradiación de diferentes sustancias en el FANT	3-83

Figura 3-79. Ampliación de la curva del espectro gamma correspondiente al carbono tras la irradiación de diferentes sustancias en el FANT.....	3-83
Figura 3-80. Resta del fondo con las muestras	3-84
Figura 3-81. Espectros gamma obtenidos en el analizador multicanal en irradiaciones realizadas con los cilindros de polietileno y fondo	3-85
Figura 3-82. Componentes del generador DD-110.....	3-86
Figura 3-83. Modelos realizados con MCNPX del generador de neutrones DD-110 con y sin muestra, blindado de polietileno borado y plomo visualizado mediante VISED	3-88
Figura 3-84. Dimensiones del modelo realizado con el código MCNPX para la configuración 3, visualizado mediante VISED	3-88
Figura 3-85. Modelo simulado con el código MCNPX del generador de neutrones DD-110 rodeado con polietileno de alta densidad visualizado mediante VISED	3-89
Figura 3-86. Modelo MCNPX de dos detectores centelladores de NaI(Tl), de Ø1,5"x1" (Ø3,81cm x 2,54cm) y de Ø3"x3" (Ø7,62cm x 7,62cm).....	3-90
Figura 3-87. Tasa de dosis equivalente ambiental para las tres configuraciones realizadas mediante métodos Monte Carlo con el código MCNPX, mediante la tarjeta mesh y visualizada en SigmaPlot 14.0	3-92
Figura 3-88. Espectros gamma obtenidos mediante el código MCNPX de dos muestras de Nitrato de Amonio y RDX para el sistema de la configuración 1, con detectores de NaI(Tl) de dos diferentes tamaños de cristal.....	3-94
Figura 3-89. Espectros gamma obtenidos mediante el código MCNPX de dos muestras de Nitrato de Amonio y RDX para el sistema de la configuración 2, con detectores de NaI(Tl) de dos diferentes tamaños de cristal.....	3-95
Figura 3-90. Espectros gamma obtenidos mediante el código MCNPX de dos muestras de Nitrato de Amonio y RDX para el sistema de la configuración 3, con detectores de NaI(Tl) de dos diferentes tamaños de cristal.....	3-96

Figura 3-91. Sistema de detección de sustancias ilícitas simulado con el código MCNP6.1 y visualizado con VISED	3-97
Figura 3-92. Espectro de fotones prontos para una muestra de heroína, restado del fondo	3-98
Figura 3-93. Espectro de fotones prontos para una muestra de LSD, restado del fondo	3-98
Figura 3-94. Espectro de fotones prontos para una muestra de cocaína, restado del fondo	3-99
Figura 3-95. Espectro de fotones prontos para una muestra de mdma, restado del fondo	3-99
Figura A-1. Sección eficaz de la reacción $^{12}_6\text{C}(n,\gamma)^{13}_6\text{C}$	6-63
Figura A-2. Sección eficaz de la reacción $^1_1\text{H}(n,\gamma)^2_1\text{H}$	6-65
Figura A-3. Sección eficaz de la reacción $^{14}_7\text{N}(n,\gamma)^{15}_7\text{N}$	6-67
Figura A-4. Sección eficaz de la reacción $^{16}_8\text{O}(n,\gamma)^{17}_8\text{O}$	6-69

Índice de tablas

Tabla 2-1. Principales fuentes de neutrones alfa/berilio	2-5
Tabla 2-2. Varios elementos y sus colisiones necesarias para la termalización de neutrones de fisión	2-11
Tabla 2-3. Secciones eficaces para neutrones térmicos.....	2-12
Tabla 2-4. Propiedades de algunos materiales moderadores.....	2-13
Tabla 2-5. Elementos utilizados como detectores de activación para neutrones térmicos y epitérmicos.....	2-18
Tabla 2-6. Reacciones exotérmicas utilizadas para la detección de neutrones térmicos	2-19
Tabla 2-7. Resolución fotopicos de energía de varios detectores inorgánicos utilizando <i>PGNAA</i>	2-25
Tabla 2-8. Propiedades del NaI(Tl)	2-29
Tabla 2-9. Propiedades del BGO	2-33
Tabla 2-10. Propiedades del LaBr ₃ (Ce).....	2-35
Tabla 2-11. Valores factor de saturación	2-40
Tabla 2-12. Métodos usados y datos nucleares de radionucleidos empleados.....	2-43
Tabla 2-13. Composición elemental del porcentaje en peso de algunos agentes nerviosos utilizados en guerra química	2-45
Tabla 2-14. Elementos constitutivos en porcentaje según el tipo de explosivo	2-46
Tabla 2-15. Resultados ensayos y simulaciones de ratios con y sin muestra por el método de neutrones retrodispersados y captura de rayos-γ.....	2-48

Tabla 2-16. Densidades elementales y ratios para tres clases de sustancias.....	2-49
Tabla 2-17. Reacciones por AAN.....	2-50
Tabla 2-18. Algunas reacciones nucleares en el análisis de varios materiales basados en gamma prontos	2-57
Tabla 2-19. Densidades y ratios de dos sustancias	2-58
Tabla 2-20. Medidas de los ratios de los elementos en tres explosivos	2-59
Tabla 2-21. Composición de algunas sustancias ilícitas	2-67
Tabla 2-22. Fracciones atómicas de algunas sustancias.....	2-68
Tabla 2-23. Composición de los explosivos más comunes	2-72
Tabla 2-24. Estructura de archivo de entrada MCNP general.....	2-77
Tabla 2-25. Tallies más comunes y su descripción de uso	2-78
Tabla 2-26. Índice de la especificación de superficie y su información	2-79
Tabla 2-27. Macrobodyes para MCNP	2-80
Tabla 3-1. Resolución fotopicos de energía de varios detectores inorgánicos utilizando <i>PGNAA</i>	3-8
Tabla 3-2. Informe técnico de radionucleidos emisores-y acondicionada en un cartucho de carbón activado SAIC-0750-18, fecha de medida 30 de junio de 1998	3-11
Tabla 3-3. Reacciones más utilizadas en la producción de neutrones	3-18
Tabla 3-4. Valores obtenidos por el reporte del sistema, calibrado en energía de acuerdo con los canales correspondientes	3-26
Tabla 3-5. Dimensiones de los cilindros de HDPE utilizados como moderadores	3-33
Tabla 3-6. Información de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ utilizadas en el ensayo .	3-41

Tabla 3-7. Valores de los flujos de neutrones térmicos para las configuraciones 1, 2 y 3 obtenidos con el uso del código MCNP6.1.....	3-43
Tabla 3-8. Comparación entre valores de flujos de neutrones térmicos para las configuraciones 3 y 4, obtenidos mediante el código MCNP6.1	3-43
Tabla 3-9. Valores experimentales obtenidos en la bancada del laboratorio del DIE-UPM para el detector de BF ₃	3-48
Tabla 3-10. Comparación de resultados teórico (MCNP6.1) y experimental (LMN-UPM) mediante el uso de un detector de BF ₃	3-49
Tabla 3-11. Valores obtenidos después de 246600 segundos de irradiación de las hojuelas de ¹⁹⁷ Au en la bancada del laboratorio	3-49
Tabla 3-12. Valores de la actividad de saturación	3-50
Tabla 3-13. Flujo de neutrones térmicos obtenidos después de irradiar las 4 láminas de ¹⁹⁷ Au sin blindar y blindadas con ¹¹³ Cd	3-50
Tabla 3-14. Comparación de resultados de los valores obtenidos mediante el monitor de ¹⁹⁷ Au y con el código MCNP6.1.....	3-52
Tabla 3-15. Resultados de la dosis equivalente ambiental en el interior de la cavidad del sistema.....	3-57
Tabla 3-16. Valores de las energías respecto al flujo para los 3 moderadores en la posición (0; 40; 0).....	3-61
Tabla 3-17. Valores referenciales del reporte PNNL-15870, para el fertilizante y polietileno.....	3-74
Tabla 3-18. Resultados en MCNP6.1 para la obtención de la dosis equivalente ambiental en 4 puntos del FANT a 1m de distancia del sistema comparado con medidas realizadas en el LMN-UPM	3-78
Tabla 3-19. Resultados de los cálculos estimados para la obtención del flujo de neutrones de baja energía para los 12 puntos irradiados	3-79
Tabla 3-20. Resultados de los cálculos obtenidos en el LMN-UPM comparados con el código MCNP6.1, para el flujo radial.....	3-81

Tabla 3-21. Fracciones atómicas del polietileno y azúcar comparado con otros trabajos.....	3-84
Tabla 3-22. Principales elementos en explosivos, y energías respectivas emitidas en la activación neutrónica	3-87
Tabla 3-23. Resultados de la dosis equivalente ambiental ($\mu\text{Sv/h}$) y flujo de neutrones ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), para las tres configuraciones obtenido con el uso del código MCNPX	3-93
Tabla 3-24. Ratios obtenidos para las simulaciones de las diferentes drogas	3-100
Tabla A-1. Principales reacciones de los elementos C, H, N, y O con neutrones térmicos	6-61

Índice de ecuaciones

Ecuación 2-1. Letargia	2-11
Ecuación 2-2. Relación de cadmio	2-18
Ecuación 2-3. Tasa de decaimiento	2-18
Ecuación 2-4. Resolución de la energía del detector	2-23
Ecuación 2-5. Desintegración radiactiva	2-38
Ecuación 2-6. Actividad producida por el isótopo expresada en desintegraciones por segundo en el tiempo de irradiación	2-38
Ecuación 2-7. Actividad de saturación	2-39
Ecuación 2-8. Factor de perturbación del flujo térmico y epitérmico	2-47
Ecuación 3-1. Sección eficaz	3-5
Ecuación 3-2. Actividad producida por un isótopo	3-7
Ecuación 3-3. Factor de saturación	3-7
Ecuación 3-4. Calibración en eficiencia	3-15
Ecuación 3-5. Flujo neutrónico	3-23
Ecuación 3-6. Cálculo incertidumbre del detector BF ₃	3-37
Ecuación 3-7. Cálculo del flujo térmico para el detector BF ₃	3-37
Ecuación 3-8. Cálculo del número de cuentas para las láminas ¹⁹⁷ ₇₉ Au	3-41
Ecuación 3-9. Actividad de saturación para las láminas de ¹⁹⁷ ₇₉ Au	3-41
Ecuación 3-10. Cálculo del flujo de neutrones térmicos para las láminas de ¹⁹⁷ ₇₉ Au	3-41
Ecuación 3-11. Actividad de saturación para las láminas de ¹¹³ ₄₈ Cd	3-41
Ecuación 3-12. Tasa de dosis equivalente ambiental	3-54

Ecuación 3-13, Espectro de neutrones ecuación integral de Fredholm... 3-72

Índice de reacciones

Reacción 2-1. Generación plasma reacción D+D	2-2
Reacción 2-2. Generación plasma reacción D+T	2-2
Reacción 2-3. D+D probabilidad de generación ${}^3_2\text{He} + \text{n}$	2-3
Reacción 2-4. D+D probabilidad de generación ${}^3_2\text{He} + {}^1_1\text{H}$	2-3
Reacción 2-5. D+T probabilidad de generación ${}^4_2\text{He} + \text{n}$	2-3
Reacción 2-6. $\alpha^4_2 + \text{Be}^9_4, \text{C}^{12}_6 + \text{n}^1_0$	2-8
Reacción 2-7. ${}^{10}_5\text{B} + \text{n}^1_0, {}^4_2\text{He} + {}^7_3\text{Li}$	2-20
Reacción 2-8. ${}^3_2\text{He} + \text{n}^1_0, {}^3_2\text{He} + \text{protón}$	2-20
Reacción 2-9. Activación para un elemento E, de número atómico Z y peso atómico A	2-37
Reacción 3-1. ${}^{23}_{11}\text{Na} + \text{n}^1_0, \text{gamma} + {}^{24}_{11}\text{Na}$	3-3
Reacción 3-2. ${}^{44}_{20}\text{Ca} + \text{n}^1_0, \text{gamma} + {}^{45}_{20}\text{Ca}$	3-3
Reacción 3-3. ${}^{56}_{26}\text{Fe} + \text{n}^1_0, \text{protón} + {}^{56}_{25}\text{Mn}$	3-4
Reacción 3-4. ${}^{75}_{32}\text{Ge} + \text{n}^1_0, \alpha^4_2 + {}^{71}_{30}\text{Zn}$	3-4

Capítulo 1

Introducción

1 INTRODUCCIÓN

1.1 Justificación

Desde el ataque terrorista ocurrido en el vuelo 103 de Pan American en Lockerbie, Escocia, en Diciembre de 1988 donde explotó una bomba en pleno vuelo, hasta lo ocurrido en los ataques terroristas del 11 de septiembre del 2001 sobre las torres gemelas en los Estados Unidos de Norte América, se han demandado esfuerzos contra el terrorismo, creándose organizaciones como “*The National Commission on Terrorist Attacks*” (Comisión Nacional de Ataques Terroristas), la cual dio como prioridad atención la detección de explosivos y sustancias ilícitas en los puntos de inspección a pasajeros [Fainberg, 1992; Shea & Morgan, 2005].

Los explosivos ocultos en los equipajes aéreos suponen una amenaza ante un inminente ataque terrorista. Esto ha hecho que aumente la seguridad en todas las zonas de control de entradas y salidas en aeropuertos, centrando las investigaciones en la evaluación de nuevas y mejores tecnologías para interceptar el paso de explosivos ocultos en equipajes [Runkle *et al.*, 2009].

El método de inspección empleado comúnmente se basa en la obtención de imágenes mediante el uso de rayos-X, detectando de forma no intrusiva objetos asociados a amenazas como navajas y armas de fuego, las cuales son fácilmente identificables con la ayuda de detectores magnéticos y, aunque la radiografía digital ofrece imágenes de alta calidad de elementos ocultos, explosivos y sustancias ilícitas son indetectables al tener una forma geométrica inofensiva a la hora de ser interrogados por el escáner [Macdonald, 2001; Yaffe & Rowlands, 1997].

Los rayos-X se han ganado una fuerte demanda en el mercado, y gracias a ello se han convertido en equipos relativamente económicos y accesibles, además de ser equipos razonablemente pequeños. Son sistemas que han tenido avances considerables en su desarrollo tecnológico, no obstante, poseen una gran desventaja a la hora de interactuar con materiales de baja densidad, siendo nula su capacidad de detección [Buffler, 2004]. Considerando que los explosivos tienen una

densidad entre 1,2 a 2,0 g/cm³, y poseen una baja concentración de electrones en un punto dado (baja densidad electrónica), estos pueden pasar inadvertidos [Gokhale & Hussein, 1997].

Técnicas como la detección de materiales mediante la identificación de vapores [Jankowski *et al.*, 1992] o el uso del olfato canino [Gazit & Terkel, 2003] tienen limitaciones, es por ello que la física nuclear ofrece una opción para interrogar un blanco mediante la interacción neutrónica [Loschke & Dunn, 2010], debido a las ventajas que supone el uso de este método a la hora de caracterizar materiales [Yousri *et al.*, 2012].

Todos los materiales poseen una huella o firma que los caracteriza y, en el caso de los explosivos químicos, estos se componen de concentraciones principalmente de Nitrógeno (N) y Oxígeno (O), y en menores proporciones de Carbono (C) e Hidrogeno (H). Los altos valores de N y O pueden alertar de la presencia de un explosivo, existiendo varias docenas básicas de este tipo de elementos que se pueden combinar y diluir en cientos de variaciones de sistemas explosivos [Grodzins, 1991; Alfonso *et al.*, 2013].

El principal problema reside en la diferenciación de los elementos materiales considerados parásitos y en la identificación de las cantidades de explosivos ocultos [Kuznetsov *et al.*, 2004]; por ejemplo, el contenido de N interfiere a la hora de realizar mediciones, además que el H, C y O se encuentran asociados con las proteínas [Overley, 1984].

Existe interés también en la actualidad por la identificación del contenido de H, C, N y O en bultos de materiales orgánicos, siendo de gran importancia, ya que permite conocer el contenido proteínico en los granos de cereal y materiales usados de forraje [Overley, 1984].

Se encuentran en desarrollo distintos sistemas experimentales, destinados a la detección e identificación de explosivos y narcóticos por etiquetado neutrónico. En ellos, la composición elemental de los objetos estudiados es determinada mediante la detección de los rayos gamma característicos de los elementos químicos que son emitidos en el proceso de dispersión inelástica de los neutrones rápidos $A(n,n')A$, con los núcleos de las muestras estudiadas [Bystritsky *et al.*, 2013]. Para lograrlo se emplea normalmente un generador de neutrones, en el cual un haz de

neutrones interactúa con la muestra y mediante la emisión de energía se determinan las cantidades de H, C, N y O de dichos elementos presentes en las muestras. Con ello, se tiene una invaluable herramienta a la hora de la identificación de sustancias en muestras y equipajes [Gill *et al.*, 1995].

Recientemente se están obteniendo progresos en la investigación de sistemas que usan pulsos de neutrones de nanosegundos con la finalidad de intentar conocer objetos ocultos como explosivos y sustancias ilícitas, mediante la dispersión elástica e inelástica de los neutrones. El método consiste en utilizar impulsos de neutrones con una duración de pocos nanosegundos [Miklaszewski *et al.*, 2012], en donde se incluye el AAN de gammas prontos (PGNAA), el análisis por activación de neutrones rápidos (FNAA) y la espectroscopia de transmisión pulsada de neutrones rápidos (PFNTS) para la caracterización de materiales y técnicas de detección [Bergaoui *et al.*, 2014].

Experimentalmente en las investigaciones para la detección de explosivos se recurre principalmente al generador de deuterio-deuterio (D-D), el cual produce reacciones de fusión liberando neutrones rápidos (de 2,45 MeV) en el proceso. Los iones de deuterio cargados generados desde la fuente de plasma de iones son acelerados y dirigidos al blanco mediante el uso de un campo eléctrico elevado [Sharma *et al.* 2014]. La principal ventaja de este método es que los neutrones y los rayos- γ tienen una alta capacidad de penetración, los explosivos pueden ser detectados incluso cuando están ocultos bajo capas de tierra, detrás de hormigón, metales u otro tipo de paredes [Kuznetsov *et al.*, 2004].

La determinación del H, C, N y O en muestras mediante el uso de un generador de neutrones, provee una invaluable herramienta para la identificación de sustancias en muestras y equipajes [Gill *et al.*, 1995].

Durante las últimas 4 décadas, los generadores de neutrones están siendo extensivamente utilizados en la investigación, la educación y la industria, ya que son de fácil operación y mantenimiento, y por ello se están convirtiendo en una atractiva alternativa a los reactores nucleares y a las fuentes de neutrones, abriendo una línea de trabajo adicional en el campo de la ciencia neutrónica [Bergaoui *et al.* 2014].

En los años recientes se han realizado múltiples esfuerzos en la mejora de los métodos de detección de explosivos, y tomando en cuenta la capacidad de penetración que poseen los neutrones, se estudian métodos basados en reacciones nucleares [Abdolahi & Farhad, 2012]. El desarrollo de sistemas y métodos para la identificación de materiales ilícitos que se encuentren ocultos representa un área de gran interés en la comunidad científica [Farahmand et al., 2007]. Por ello, en este trabajo de Tesis se ha tenido como objetivo el estudiar y contribuir a la detección de materiales ilícitos y a la identificación de sustancias mediante sistemas basados en neutrones. Para ello se ha comenzado por poner a punto los métodos experimentales que sirven de base para el AAN. Mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNP6.1 se han diseñado distintos sistemas neutrónicos de creciente complejidad, hasta llegar a la simulación y fabricación de un dispositivo que permita obtener las curvas características de algunas muestras por emisión de gammas pronto mediante el uso de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$. Por último, se han estudiado las características de un sistema de detección de explosivos utilizando un generador de neutrones de D-D de alta intensidad, que se ha simulado con el código MCNPX, para llegar a la conclusión de que ese tipo de equipos pueden ser realmente eficaces para el fin perseguido.

1.2 Objetivos de la tesis

El objetivo general de este trabajo de Tesis es profundizar en el estudio y desarrollo de métodos no intrusivos para la detección de sustancias, empleando fuentes de neutrones y el análisis de los rayos gamma pronto emitidos como consecuencia de la activación neutrónica.

Como objetivos particulares se han marcado los siguientes:

- Estudio teórico y experimental, incluyendo su diseño y construcción, de un sistema que permita la detección de sustancias con el uso de una fuente de neutrones de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, un detector centellador de NaI(Tl) y polietileno como medio moderador de neutrones.

- Estudio teórico del diseño y propiedades de un sistema para la detección de explosivos (*EDS - Explosives Detection System*), identificación y análisis de sustancias, mediante un generador de neutrones de Deuterio-Deuterio.

Para llegar a la meta proyectada, de manera general, se han realizado cálculos mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNP, simulando las condiciones de los sistemas y su entorno, así como de las sustancias a detectar. Para verificar experimentalmente la validez de los sistemas diseñados, además de los modelos de las simulaciones, se han construido varios dispositivos basados en fuentes de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$, realizando su caracterización experimental en el Laboratorio de Medidas Neutrónicas de la Universidad Politécnica de Madrid o LMN-UPM.

1.3 Organización de la memoria

El presente trabajo se ha estructurado en 5 Capítulos cuyos detalles se explican a continuación;

Capítulo 1, constituido por la introducción general de la tesis, detallando la motivación con antecedentes de manera general y el objetivo principal del estudio.

Capítulo 2, se introducen los principios físicos además de los conceptos primordiales para la detección de sustancias ilícitas mediante interacción neutrónica y análisis de la radiación gamma pronta emitida por las sustancias activadas. Este apartado abarca una recopilación que se inicia con los principios básicos de los elementos básicos para el tipo de sistemas estudiados: fuentes de neutrones y detectores de radiación. Se continúa con los fundamentos del AAN, estudiando la información de interés y primordial de todas sus variantes de cara a la detección de sustancias. Finalmente, en el capítulo se describen brevemente los métodos de simulación mediante Monte Carlo, como herramienta principal empleada en el análisis teórico y diseño de los sistemas estudiados en la Tesis.

Capítulo 3, en este capítulo se describen los sucesivos sistemas estudiados, incluyendo para todos ellos los cálculos teóricos por Monte

Carlo y las verificaciones experimentales para aquellos que ha sido factible, así como el proceso realizado y los materiales utilizados. También en este apartado se detallan los resultados, comparando los modelos simulados frente a los ensayos físicos para algunos casos.

Los experimentos con sus respectivos resultados que se mencionan en este apartado fueron realizados en el LMN-UPM, y en el Laboratorio de la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad Autónoma de Zacatecas o UAEN-Zac., en esta última se realizaron los ensayos durante una estancia doctoral de 3 meses.

De forma escueta, los modelos realizados con métodos Monte Carlo mediante el código MCNP han sido los siguientes:

- Modelos realizados en la bancada del LMN-UPM para conocer la respuesta fuente-detector.
- Experimentos realizados en la Unidad Académica de Estudios Nucleares (UAEN), de la Universidad Autónoma de Zacatecas (UAZ), en México durante una estancia doctoral de 3 meses.
- Modelos teórico-experimentales en la bancada del LMN-UPM para un sistema que permita incrementar el flujo de neutrones térmicos mediante un sistema de cilindros de polietileno.
- Simulaciones para un sistema que permita identificar sustancias según la cantidad de Carbono e Hidrógeno, incrementando los neutrones térmicos de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, además del estimado para la dosis equivalente ambiental o $H^*(10)$ ¹, alrededor del sistema.
- Simulación, diseño y construcción de un sistema que proporciona un flujo homogéneo de neutrones térmicos mediante una instalación de polietileno de alta densidad o HDPE, así como las estimaciones de la dosis equivalente ambiental o $H^*(10)$, alrededor del sistema.

¹ La traducción más correcta de la denominación de la magnitud “*ambient dose equivalent*” sería “*equivalente de dosis ambiental*”. Sin embargo, en la legislación de España se optó por llamarla “*dosis equivalente ambiental*”, y por ello esta es la expresión que se utiliza en esta Tesis.

- Simulación de un sistema de detección de sustancias, mediante simulación de un generador de neutrones de D-D de alta intensidad, así como el estimado de la tasa de dosis equivalente ambiental o $\dot{H}^*(10)$, alrededor del sistema.
- Simulación de un sistema de detección de sustancias ilícitas empleando un generador de D-T, del trabajo fin de máster codirigido a la estudiante de máster Marta Penche Alonso,

Capítulo 4, en este capítulo se engloban las conclusiones generales y la discusión de los resultados obtenido en los apartados del capítulo 3.

Anexos, conceptos básicos, algunos archivos de entrada y esquemas de los montajes experimentales realizados.

Capítulo 2

Detección de sustancias mediante interacción neutrónica

2 DETECCIÓN DE SUSTANCIAS MEDIANTE INTERACCIÓN NEUTRÓNICA

2.1 Nociones básicas

2.1.1 Fuentes de neutrones

Como fuentes neutrónicas se incluyen reactores nucleares, aceleradores y fuentes isotópicas, siendo los reactores nucleares las más populares fuentes de neutrones ya que son con mucho, las instalaciones de irradiación más frecuentemente utilizadas, ya que provee altos flujos neutrónicos (*sobre $10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$*), principalmente neutrones térmicos, además de neutrones rápidos en el rango de los MeV, pero de bajo nivel de flujo neutrónico [Tsoulfanidis 1995].

El espectro de energía de los neutrones desde la fisión del ^{235}U se extiende desde pocos keV hasta los 10 MeV, siendo el promedio de las energías de alrededor de 2 MeV. Los reactores de investigación suelen tener puertos a través de los cuales haces de neutrones emergen del interior del área experimental afuera del blindaje principal del reactor, estos reactores se suelen dedicar principalmente a la fabricación de radioisótopos y producción de $^{252}_{98}\text{Cf}$ [Turner 2007].

El neutrón, al interaccionar con los núcleos atómicos, forma un núcleo compuesto, desintegrándose inmediatamente, produciendo la reacción nuclear correspondiente cuya probabilidad depende en grado importante de la energía cinética del neutrón incidente. Las reacciones de captura de neutrones (n,y) son más probables cuanto menor sea la energía de los neutrones, decreciendo la probabilidad de la reacción al incrementarse la energía cinética del neutrón [Massa et al., 2006].. Los neutrones son capturados por el núcleo emitiendo rayos- γ inmediatos a la captura (*Prompt gamma*).

2.1.1.1 Generadores de neutrones a partir de las reacciones D-D y D-T

Existen varios métodos para la producción de neutrones y núcleos atómicos, no solo con fines experimentales, siendo una manera factible de hacerlo el generar neutrones en el laboratorio por medio de reacciones nucleares involucrando partículas cargadas aceleradas, requiriendo en el

proceso de un acelerador que permita emitir un haz de partículas que permitan realizar la reacción, teniendo la ventaja además de producir un haz monoenergético en un amplio rango de energías, este proceso se llama generación de plasma, siendo de mucho interés las **reacciones 2-1 y 2-2** [Glasstone & Sesonske 1968].

En estas reacciones el neutrón es emitido con una energía de 2,45 MeV y 14,1 MeV respectivamente (**reacciones 2-3 y 2-5**). Se denomina plasma al estado que alcanza un gas cuando una parte importante de sus átomos se encuentra ionizada debido a la alta temperatura de ese gas, o a la acción de intensos campos eléctricos externos donde, por extensión, la materia que se encuentre en dicho estado recibe también el nombre genérico de plasma. Su evolución libre conduce a su descenso de temperatura y posterior eliminación, debido a que los electrones libres existentes en el seno del plasma son capturados nuevamente por los iones presentes en el mismo [Tartaglione 2009].

Existen dispositivos que permiten generar plasma y mantenerlo confinado durante un tiempo (plasma focus), empleándose un banco de capacitores para almacenar energía electrostática. En ellos se produce la descarga en un par de electrodos inmersos en un medio gaseoso, el plasma generado evoluciona desde su formación, siempre y cuando las condiciones sean idóneas (geometría y presión de trabajo), comportándose como un plasma tenue y por la acción de campos magnéticos intensos se produce una autocompresión del plasma de forma muy violenta, esto se genera por la propia corriente de la descarga, y como consecuencia de esta compresión la temperatura y densidad del plasma se elevan favoreciendo el proceso de fusión nuclear, cuando se emplea una mezcla de D-T o simplemente deuterio. Con la fusión nuclear, además de neutrones el plasma emite radiación electromagnética en un amplio espectro, abarcando desde el visible hasta los rayos-X [Tartaglione 2009].

Los núcleos que tras la fusión se crean con mayor energía de excitación, mayor a su energía de enlace, decaen a su estado

fundamental emitiendo neutrones. Estos estados altamente excitados no son el resultado de un proceso de desintegración radiactiva, y en consecuencia, en la práctica no existen fuentes isotópicas de neutrones por decaimiento radiactivo, como pueden ser las fuentes de rayos- γ , que se producen por decaimiento β^- en diferentes núcleos [Knoll 2010].

El funcionamiento de un plasma se puede describir del modo siguiente: un pulso de alta tensión > 10 kV, se aplica sobre los electrodos, produciendo la ruptura dieléctrica del gas en el que están inmersos (Deuterio), dando lugar a una lámina de corriente eléctrica (plasma) que fluye en un principio sobre el aislante [Bruzzzone & Vieytes 1993]. La corriente de plasma interactúa con el campo magnético generado, produciendo el movimiento de la lámina en sentido axial, con velocidades que van de 1 a 10 cm/ μ s. Al llegar al extremo de los electrodos, la corriente de plasma comienza a realizar un movimiento radial convergente que da lugar a la formación de una columna de plasma con simetría cilíndrica que colapsa frente a los extremos del electrodo interno sobre el eje de simetría, produciendo lo que se llama foco de plasma. Este foco ocupa una región cilíndrica de aproximadamente 1 cm de longitud y de 2 mm de diámetro, en la que el plasma puede llegar a alcanzar temperaturas del orden de 1 keV a 10 keV siendo un 1 eV = 11604°K y densidades de 10^{18} a 10^{19} partículas/cm³ [Bruzzzone & Vieytes 1993].

La compresión del plasma en los focos favorece las interacciones entre iones, lo que acaba resultando en reacciones de fusión con producción de neutrones. En caso de que el material de llenado sea deuterio, hay dos reacciones que se producen de igual probabilidad según (reacción 2-3 y reacción 2-4) [Bruzzzone & Vieytes 1993].

Si se utiliza la mezcla deuterio – tritio se produce la reacción 2-5 [Bruzzzone & Vieytes 1993].

2.1.1.2 Fuentes isotópicas de neutrones

La elección de una fuente isotópica de neutrones presenta muchas más limitaciones. Algunos nucleídos experimentan la fisión espontánea, como el $^{252}_{98}\text{Cf}$, y otros emiten neutrones como producto de un proceso de decaimiento convencional [Knoll 1999]. Un ejemplo de ello se observa en el esquema de decaimiento radiactivo del $^{87}_{35}\text{Br}$ en la figura 2-1 [Lamarsh 1972].

Figura 2-1. Desintegración del $^{87}_{35}\text{Br}$ (adaptado de [Lamarsh 1972])

Sin embargo, la mayoría de las fuentes para laboratorio consisten en un actínido emisor α mezclado con núcleos ligeros como objetivo blanco de las partículas α , siendo la reacción de interés $(\alpha, ^1_0n)$ [Emanuel-Giménez 2011]. Son fuentes formadas por dos nucleídos, el primero como emisor de partículas α es el núcleo más pesado y el segundo, de bajo número atómico, actuando como blanco, que absorbe la partícula α originando un núcleo compuesto muy inestable, sufriendo desintegración hasta llegar al estado de mínima energía emitiendo neutrones; existen muchas opciones a la hora de elegir tanto el emisor α como el blanco, empleándose como emisores α los nucleídos: $^{210}_{84}\text{Po}$, $^{226}_{88}\text{Ra}$, $^{227}_{89}\text{Ac}$, $^{228}_{90}\text{Th}$, $^{238}_{94}\text{Pu}$, $^{239}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{95}\text{Am}$, $^{242}_{96}\text{Cm}$ y $^{244}_{96}\text{Cm}$; mientras que como núcleos blanco: ^7_3Li , ^9_4Be , $^{10}_5\text{B}$, $^{11}_5\text{B}$, $^{19}_9\text{F}$ y $^{13}_6\text{C}$. Como núcleo blanco se emplea un metal ligero, limitando así la repulsión de Coulomb que se produce entre la partícula

α y el núcleo que dificultaría la reacción [Tsoulfanidis & Landsberger 2015].

Todos los emisores α de interés práctico son actínidos. En la [tabla 2-1](#) se incluyen los principales emisores alfa asociados con berilio [Knoll 2010].

Tabla 2-1. Principales fuentes de neutrones alfa/berilio (adaptado de [Knoll 2010]).

Fuente	Vida media	E_α (MeV)	Rendimiento neutrónico por 10^6 partículas alfa primarias		Rendimiento porcentual con $E_n < 1,5\text{MeV}$	
			Calculado	Experimental	Calculado	Experimental
$^{239}_{94}\text{Pu}/^9_4\text{Be}$	24000 años	5,14	65	57	11	33
$^{210}_{84}\text{Po}/^9_4\text{Be}$	138 días	5,3	73	69	13	12
$^{238}_{94}\text{Pu}/^9_4\text{Be}$	87,4 años	5,48	79	-	-	-
$^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$	433 años	5,48	82	70	14	23
$^{244}_{96}\text{Cm}/^9_4\text{Be}$	18 años	5,79	100	-	18	29
$^{242}_{96}\text{Cm}/^9_4\text{Be}$	162 días	6,1	118	106	22	26
$^{226}_{88}\text{Ra}/^9_4\text{Be}$	1602 años	múltiple	502	-	26	38
$^{227}_{89}\text{Ac}/^9_4\text{Be}$	21,6 años	múltiple	702	-	28	38

El $^{241}_{95}\text{Am}$, $^{226}_{88}\text{Ra}$, $^{210}_{84}\text{Po}$ y $^{239}_{94}\text{Pu}$ son los principales emisores de partículas α que se utilizan asociados al ^9_4Be para la producción de fuentes (α, n) [Glasstone & Sesonske 1968]. Las fuentes de $^{241}_{95}\text{Am}$ y $^{238}_{94}\text{Pu}$ son utilizadas si se requiere un alto rendimiento neutrónico específico; además, la utilización de $^{244}_{96}\text{Cm}$ resulta ideal ya por presentar un buen compromiso entre actividad específica y duración de la fuente, pero dicho isótopo no siempre está disponible. Los espectros neutrónicos de energía de las fuentes $\alpha/^9_4\text{Be}$, son similares y cualquier diferencia refleja solo pequeñas variaciones en las partículas alfa primarias. La mezcla o aleación de Actínido-Berilio se suele sellar dentro de una doble cápsula

de acero inoxidable soldado según se muestra en la **figura 2-2** [Knoll 2010].

Figura 2-2. Esquema de una construcción típica para una fuente de $\alpha/{}^9_4\text{Be}$ (adaptado de [Knoll 2010])

2.1.1.2.1 ${}^{239}_{94}\text{Pu}/{}^9_4\text{Be}$

Esta reacción presenta la ventaja sobre el ${}^{226}_{88}\text{Ra}$ de que es un emisor α intenso y sobre el ${}^{210}_{84}\text{Po}$ de que aquel tiene un periodo de semidesintegración corto, pero el rendimiento neutrónico de una fuente ${}^{239}_{94}\text{Pu}/{}^9_4\text{Be}$ por gramo de emisor α es inferior al de una fuente de ${}^{226}_{88}\text{Ra}/{}^9_4\text{Be}$ [Glasstone & Sesonske 1968].

La fuente ${}^{239}_{94}\text{Pu}/{}^9_4\text{Be}$ es la fuente de neutrones isotópica más ampliamente utilizada, sin embargo, para obtener 1Ci de actividad ($3,7 \times 10^{10}\text{Bq}$) se requieren 16g del material, y las fuentes de este tipo de pocos centímetros en dimensión quedan limitadas a emisiones inferiores a 10^7 n/s. Para incrementar el rendimiento neutrónico sin incrementar el tamaño de la fuente, hay que sustituir los emisores α con alta actividad específica. La **figura 2-3** muestra el espectro de energía de una fuente ${}^{239}_{94}\text{Pu}/{}^9_4\text{Be}$ [Knoll 2010].

Las partículas α pierden una cantidad variable de energía antes de la reacción con los núcleos de Berilio, lo cual ocasiona una distribución continua de energía que elimina gran parte de la estructura que se observaría si las partículas α fuesen monoenergéticas [Knoll 2010].

Figura 2-3. Espectro de energía de una fuente $^{239}\text{Pu}/^9_4\text{Be}$ de 80g (adaptado de [Knoll 2010])

2.1.1.2.2 $^{241}\text{Am}/^9_4\text{Be}$

Para esta fuente, el promedio de energía es de 4,5 MeV, con un rango de 2 a 10 MeV [Gokhale & Hussein 1997]. El ^{241}Am posee un $T_{1/2}$ de 432,2 años y emite dos tipos de radiación: partículas alfa con un espectro de energía de 5,486 MeV teniendo un alcance del 85%, y fotones gamma con energía de 60 keV con un alcance del 36% [Didi et al., 2017]. Las fuentes de $^{241}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ se recomiendan por la norma ISO-8529-2 [ISO, 2000] para la calibración de monitores y dosímetros neutrónicos, alojadas en cápsulas dobles cilíndricas de diferentes dimensiones según la tasa de emisión, presentan anisotropía debido a su tamaño, pudiendo llegar hasta Ø3 cm por 6 cm de altura, además de su geometría, además no es homogénea la constitución de los materiales que conforman la fuente, tanto en la parte activa como la cápsula [Mendez Villafañe et al., 2011]. También se utilizan en instrumentos para la medida de humedad de suelos y en sondas empleadas en la prospección de petróleo.

El componente activo se aísla mediante dos recipientes cilíndricos de acero inoxidable soldados independientes uno del otro, esto para garantizar el encapsulado de la aleación actínido-berilio por periodos muy largos, además, el cilindro interior posee un espacio extra para la expansión por las partículas alfa que son detenidas y neutralizadas dentro de la matriz (hinchazón por helio). En la figura 2-4 se indica el

esquema de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$. La **reacción 2-6** muestra la reacción producida por la interacción [Emanuel-Giménez 2011].

Figura 2-4. Esquema de una fuente portable de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, dimensiones externas en mm (adaptado de [Emanuel-Giménez 2011])

Se estima que 1 de cada 10^4 interacciones de partículas alfa con núcleos de berilio produce neutrones, el espectro de energía para la emisión de neutrones medido para una fuente de 1 Ci de actividad se corresponde al mostrado en la **figura 2-5** [Emanuel-Giménez 2011].

Figura 2-5. Espectro de energía en la emisión de neutrones de una fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de actividad 1Ci respecto de la fluencia normalizada (adaptado de [Emanuel-Giménez 2011])

2.1.1.2.3 $^{252}_{98}\text{Cf}$

El $^{252}_{98}\text{Cf}$ posee un periodo de semidesintegración de 2,65 años; esta fuente posee un promedio de energía para los neutrones emitidos de 2,14 MeV abarcando un rango de energías desde 0,1 MeV a 6 MeV, teniendo además un espectro de energía bien definido [Gokhale & Hussein 1997].

Al igual que la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, el californio también se encuentra alojado en capsulas cilíndricas dobles. Dependiendo de su tasa de emisión, se las considera como fuentes puntuales, ya que sus dimensiones no pasan de 0,78 centímetros de diámetro y 1 centímetro de altura, siendo recomendada además por la norma ISO-8529-2 [ISO, 2000] para calibración de monitores y dosímetros [Mendez Villafañe et al. 2011]. El $^{252}_{98}\text{Cf}$ es la fuente más común de fisión espontánea, es el isótopo más ampliamente producido de todos los transuránicos, su rendimiento es 0,116 n/s por becquerel, y produce $2,3 \times 10^6$ n/s por microgramo de muestra de $^{252}_{98}\text{Cf}$. La figura 2-6 muestra el esquema del espectro de energía de la fisión espontánea del $^{252}_{98}\text{Cf}$ (Knoll 2010).

Figura 2-6. Medida del espectro de energía neutrónica de la fisión espontánea del $^{252}_{98}\text{Cf}$ (adaptado de [Knoll 2010])

El $^{252}_{98}\text{Cf}$ es una fuente muy adecuada basada en la producción de fisión espontánea, ya que otras fuentes de uranio, plutonio, o torio requieren necesariamente de una fisión inducida, y por lo tanto se hace necesario para ello el uso de un reactor o alguna fuente de intensa de

neutrones [Tsoulfanidis & Landsberger 2015]. La figura 2-7 muestra el esquema de unas fuentes de $^{252}_{98}\text{Cf}$ y su blindaje, contenidas en un recipiente de polietileno de alta densidad [Guzman-Garcia 2017].

Figura 2-7. Esquema de fuentes de $^{252}_{98}\text{Cf}$ con su contenedor de blindaje (adaptado de [Guzman-Garcia 2017])

2.1.2 Moderación de neutrones

En el proceso que se conoce como moderación, los neutrones que nacen rápidos ya sea por fisión o por desintegración, son frenados hasta energías térmicas. En este proceso pueden estar implicadas tanto colisiones elásticas como colisiones inelásticas de los neutrones con diversos núcleos. La dispersión inelástica es importante solo cuando las colisiones se producen con núcleos de número másico bastante alto, y debiendo ser la energía del neutrón como mínimo de 0,1 MeV, ya que los neutrones de energía inferior son incapaces de producir la excitación de los núcleos, no pudiendo ser moderados por colisiones inelásticas. Para que se produzca la moderación es necesario introducir un material de numero másico bajo, actuando como blanco de las colisiones elásticas con los neutrones; cuanto más ligero es el núcleo, mayor es la fracción de energía que el neutrón pierde por colisión [Glasstone & Sesonske 1968].

Para la moderación de los neutrones se utilizan materiales de bajo número atómico como: deuterio (2_1H) en agua pesada, berilio (9_4Be), grafito (${}^{12}_6C$), hidrógeno (1_1H) en agua o en polietileno. Se considera que el hidrógeno es el mejor moderador ya que en cada colisión hace perder aproximadamente la mitad de su energía cinética al neutrón incidente, debido a que las masas del neutrón y del protón que forma el núcleo de hidrogeno son casi las mismas. Se suele representar la perdida de energía del neutrón con una variable llamada **letargia** según se define en la [ecuación 2-1 \[Lamarsh 1972\]](#).

$$\mu = \ln\left(\frac{E_0}{E}\right) \quad \text{Ecuación 2-1}$$

Donde μ aumenta cuando E disminuye debido al número de colisiones, a partir de una energía inicial E_0 , definiéndose al neutrón como aletargado a medida que aumentan las colisiones. Según la masa atómica del moderador se puede estimar el número n de colisiones [\[Lamarsh 1972\]](#), pues cuanto menor es el número másico, menor será el número de colisiones necesario para su termalización, según se presenta en la [tabla 2-2 \[Glasstone & Sesonske 1968\]](#).

Tabla 2-2. Varios elementos y sus colisiones necesarias para la termalización de neutrones de fisión (adaptado de [\[Glasstone & Sesonske 1968\]](#))

Elemento	N.º másico	Colisiones para termalización
Hidrógeno	1	18
Deuterio	2	25
Helio	4	43
Berilio	9	86
Carbono	12	114
Uranio	238	2172

Una sección eficaz de dispersión alta no lo hace un excelente moderador de forma única, sino, que deben poseer estos materiales una baja sección eficaz de absorción, dependiendo si el elemento en cuestión se encuentra libre o ligado a una molécula [\[Glasstone & Sesonske 1968\]](#), dependiendo además del valor preciso de la energía del neutrón térmico,

según se puede apreciar en la [tabla 2-3](#) [Soppera, Bossant, & Dupont 2014].

Tabla 2-3. Secciones eficaces para neutrones térmicos (adaptado de [Soppera, Bossant, & Dupont 2014])

Elemento	σ_s (barn)	σ_a (barn)	Elemento	σ_s (barn)	σ_a (barn)
$^{27}_{13}\text{Al}$	1,4517±0,03	0,231	^1_1H	30,08±0,25	0,3327±0,007
^9_4Be	6,4983±0,04	0,0100±0,0005	$^{58}_{26}\text{Fe}$	12,19±0,14	2,6052±0,127
$^{209}_{83}\text{Bi}$	9,3226±0,09	0,0338±0,001	$^{208}_{82}\text{Pb}$	11,399	0,000232
$^{10}_5\text{B}$	5,062±0,04	0,0055±0,003	$^{14}_7\text{N}$	10,26838	0,075
$^{113}_{48}\text{Cd}$	24,68425	19969,33	$^{16}_8\text{O}$	4,232	0,00019
C_6^{12}	4,9478±0,05	0,003862±0,0001	$^{23}_{11}\text{Na}$	3,3929±0,19	0,5282±0,04
^1_1H	4,24±0,06	0,00051±0,00002	$^{238}_{92}\text{U}$	9,2397±0,05	2,6832±0,03
^4_2He	0,8635±0,01	-	$^{90}_{40}\text{Zr}$	5,3±0,3	0,077±0,016

Tanto el Cadmio ($^{113}_{48}\text{Cd}$) como el Boro ($^{10}_5\text{B}$) en su composición natural, son generalmente utilizados para absorber y blindar neutrones térmicos, con unas secciones eficaces de absorción para neutrones térmicos de 2450 barnios y 759 barnios respectivamente. Además, existen otros elementos, como el ^6_3Li cuya sección eficaz de absorción de neutrones térmicos es de 940 barnios, que también se puede considerar con fines de blindaje [Sakurai, Sasaki, & Kobayashi 2004].

Mediante mezclas, teniendo como ingrediente principal el polietileno ya sea de baja o alta densidad, se puede llegar a obtener excelentes materiales moderadores para la atenuación de neutrones, con ello se puede llegar a moldear según la necesidad de espacio y/o poder de moderación que se requiera [Yasin & Khan 2008]. El polietileno (CH_2) como material único es muy efectivo para atenuar neutrones, además, se puede utilizar también como material de blindaje. En el polietileno, el hidrógeno captura los neutrones térmicos mediante la reacción $^1_1\text{H}({}^1_0n, \gamma){}^2_1\text{H}$ la cual tiene una sección eficaz de 0,3327 barnios para neutrones que se encuentran en equilibrio térmico con la temperatura del medio, es decir para neutrones con un promedio de energías de 0,0253 eV. La captura de los neutrones por el hidrógeno del polietileno emite rayos gamma con una energía de 2,2 MeV [Yasin & Khan 2008].

2.1.3 Retrodispersión de neutrones

La retrodispersión es el proceso en el cual los neutrones que son emitidos desde una fuente en el interior de un recinto pierden energía debido a múltiples colisiones en las paredes del recinto, siendo algunos de estos neutrones reflejados o retrodispersados. El método de la retrodispersión neutrónica se basa en la moderación de neutrones de alta energía los cuales son producidos mediante una fuente isótropa o por un generador de neutrones, donde la cantidad de neutrones retrodispersados desde el área interrogada es un indicador directo de la cantidad de hidrógeno que se encuentra en el volumen irradiado [Lewis 2008], en la [tabla 2-2](#) se puede observar el número de colisiones necesarias para obtener la termalización de neutrones de muy alta energía [Glasstone & Sesonske 1968].

Además de tener en cuenta el número de colisiones para obtener la termalización de neutrones, se debe considerar el poder moderante de los materiales, constituidos por un número másico bajo, y aunque el poder moderante constituye un indicador de la capacidad de un material para moderar neutrones, se debe tener en consideración si dicho material es un fuerte absorbente neutrónico. Como ejemplo, el boro tiene un poder de moderación superior al del carbono, pero a pesar de ello el boro es inútil como moderador debido a la elevada sección eficaz de absorción neutrónica. Por eso además del boro, el litio tampoco figura en la [tabla 2-4](#), la cual muestra las propiedades de algunos materiales moderadores.

Tabla 2-4. Propiedades de algunos materiales moderadores (adaptado de [Glasstone & Sesonske 1968])

Moderador	Poder Moderante	Relación de moderación
Agua	1,28	58
Agua pesada	0,18	21000
Helio	0,00001	45
Berilio	0,16	130
Grafito	0,065	200

Se ve inmediatamente que el agua pesada es un excelente moderador, además, siendo el berilio y grafito unos sustitutos excelentes en el caso del no uso de líquidos, aunque menos eficientes; es decir, que la elección del moderador dependerá de otros factores, además de su poder moderante y relación de moderación [Glasstone & Sesonske 1968].

2.2 Detectores de radiación

La detección de la radiación es parte fundamental de este trabajo, describiéndose de forma general tanto los detectores de neutrones como, de manera más ampliada, los detectores de radiación gamma.

La función de un detector es producir una señal para todas las partículas que ingresen en el mismo, considerando que cada detector trabaja usando alguna interacción de partículas con la materia. La siguiente lista recaba los tipos de detectores más comúnmente utilizados [Tsoulfanidis 1995]:

- Gaseosos (Ionización. Proporcional, contador Geiger-Müller)
- Detectores de centelleo
- Detectores de semiconductor
- Emulsiones fotográficas
- Dosímetros termoluminiscentes (TLD)
- Detectores químicos

Los detectores más sensibles son los de semiconductor, y su aplicación permite conocer con precisión la energía y la actividad de la radiación. Los sistemas que realizan esta función se llaman sistemas de espectrometría de la radiación y tienen aplicaciones industriales mediante fluorescencia de rayos-X y activación neutrónica. Los más sensibles requieren temperaturas de -200°C , encerrados en un recipiente de alto vacío. También pueden ser de barrera superficial, que no requieren ser enfriados, para detectar partículas cargadas (α o β) [CIEMAT 2013].

El funcionamiento se basa en la mayoría de los detectores en recoger la carga eléctrica creada en la interacción de la radiación con el detector, produciéndose mediante procesos de ionización y excitación,

creándose una carga Q en el detector, recogiendo con la aplicación de un campo eléctrico. El tiempo de interacción detector-radiación oscila de 10^{-9} a 10^{-12} segundos, existiendo una relación entre el tamaño del impulso producido por la partícula o fotón y su energía, posibilitando obtener la función que relaciona el canal con la energía que se le atribuye. Lo ideal es que sea lineal, simplificando el análisis del espectro, pero intervienen distintos procesos (efecto fotoeléctrico, Compton y producción de pares) [CIEMAT 2013].

Como resultado de las interacciones anteriores el átomo puede quedar en estado excitado, produciéndose la desexcitación mediante la expulsión de rayos-X o electrones Auger. Los electrones pueden interactuar con la materia mediante tres procesos:

1 Colisiones elásticas, su probabilidad de ocurrencia es muy pequeña, donde el electrón se desvía de su trayectoria casi sin perder energía, considerando la colisión entre un electrón con velocidad v y un núcleo en reposo de masa A , en el cual las colisiones elásticas pueden ocurrir por dos mecanismos de interacción normalmente, mediante desplazamientos potencial y elástico compuesto [Lamarsh 1972].

2 Pérdidas radiativas o bremsstrahlung, resultado de la dispersión en el campo eléctrico del núcleo; por debajo de unos cuantos MeV supone pérdidas de energía en un factor pequeño, pero al incrementar la energía, la probabilidad de pérdida radiativa aumenta muy rápido, siendo el mecanismo dominante por encima de las decenas de MeV [Monedero 2009].

3 Pérdidas por ionización o colisiones inelásticas, causa que los electrones pierdan energía de forma sustancial al ionizar el átomo mediante colisiones, llevando a un estado de nivel superior de energía al núcleo blanco, que desde aquí decae y emite uno o más rayos gamma, donde el límite de la colisión inelástica es determinada por la energía del más bajo estado de excitación del núcleo blanco [Lewis 2008].

2.2.1 Medidas del flujo neutrónico

Para obtener resultados correctos en AAN utilizando el método absoluto se necesita conocer el flujo neutrónico exacto recibido por la muestra irradiada. El tipo de análisis empleado más comúnmente es el método del comparador o estándar, siendo necesario que los comparadores y las muestras hayan recibido exactamente el mismo flujo neutrónico para que al haber sufrido la misma activación la comparación de sus actividades específicas resulte correcta [Koch 1960].

Surgen problemas cuando se trata del empleo de aceleradores o del análisis de elementos productores por activación neutrónica de radionúclidos de periodo corto, imposible de activarlos simultáneamente, por falta de espacio físico, de tiempo para la realización de la medida de la actividad, o causas simultáneas, siendo en estos casos la activación de las muestras y los estándares realizados en la misma posición de irradiación pero de forma consecutiva, siendo necesario controlar las variaciones del flujo de irradiación a irradiación [Travesi 1975].

Es necesario controlar el flujo neutrónico recibido por cada muestra individual en la irradiación, mediante un detector que mida el flujo neutrónico durante la activación de las muestras o un monitor de flujo neutrónico, que puede consistir en láminas metálicas cuya actividad inducida es proporcional al flujo neutrónico recibido. Las medidas de flujo se expresan en tres grupos clásicos: térmicos, epitérmicos o de resonancia y rápidos. El flujo de neutrones térmicos se mide con monitores que se activan mediante reacciones nucleares tipo (n,γ), produciendo isótopos radiactivos del mismo elemento, sin embargo, este tipo de reacciones también son producidas por neutrones de resonancia. La relación existente entre la activación por ambos tipos de neutrones se llama “relación cadmio” (*cadmium ratio*) que expresa de forma cualitativa la acción de los neutrones epitérmicos [Travesi 1975].

Cuando el detector se coloca dentro de un envase de $^{113}_{48}\text{Cd}$ se blindo de los neutrones térmicos, pero no de los neutrones de la región de resonancias, esto es debido a que el $^{113}_{48}\text{Cd}$ tiene una sección eficaz de absorción de neutrones térmicos muy alta, bastando tan solo una lámina de $^{113}_{48}\text{Cd}$ de 0,75 mm de espesor para absorber totalmente todos los

neutrones con energías inferiores a 0,4 eV, además que, por el contrario la sección eficaz de absorción para neutrones de resonancia es muy baja prácticamente transparente, transmitiéndolos al detector encerrado en su interior [Koch 1960].

Como ejemplo, se puede determinar la densidad de neutrones de cierta energía, en un medio cualquiera. Así se puede medir la densidad de moderación del indio (1,4 eV) a diversas distancias de una fuente puntual de neutrones rápidos, si se recubre con $^{113}_{48}\text{Cd}$ una lámina de indio, para evitar que los neutrones lleguen a este, la actividad de saturación de la lámina puede considerarse proporcional a la densidad neutrónica, a la energía de 1,4 eV [Glasstone & Sesonske 1968]. La relación $^{113}_{48}\text{Cd}$ aumenta al decrecer la participación del flujo resonante en el flujo total, donde un valor bajo de la relación $^{113}_{48}\text{Cd}$ indica alta proporción de flujo térmico total, mientras que un valor elevado indica un flujo térmico exento de flujo resonante [Travesi 1975].

Según el rango de energía de los neutrones que se quiere detectar, se suelen usar distintos elementos como blanco, donde los elementos de activación comúnmente usados para la detección de los neutrones térmicos y epitérmicos se indican en la [tabla 2-5](#) [IAEA 1987].

En el método de la diferencia del cadmio, se irradia una sonda de $^{198}_{79}\text{Au}$, $^{115}_{49}\text{In}$ o $^{107}_{47}\text{Ag}$, dentro de una capsula de $^{113}_{48}\text{Cd}$ de 1mm de espesor. Esta absorbe los neutrones con energía $< 0,4\text{eV}$ dejando pasar a los neutrones de energías superiores. El cadmio natural tiene una sección eficaz de captura de neutrones térmicos de 2520 barnios, cuyo responsable directo es el $^{113}_{48}\text{Cd}$, siendo su abundancia del 12,22% y una sección eficaz de captura 19969,33 barnios, debido a esto la probabilidad de que ocurra la reacción $^{113}_{48}\text{Cd}(n,\gamma)^{114}_{48}\text{Cd}$ es elevada [Price & Walker 1962; Soppera, Bossant, and Dupont 2014].

Al irradiar el monitor blindado con $^{113}_{48}\text{Cd}$, la actividad inducida corresponde a la intensidad del flujo de resonancia I_r , pero si el monitor se irradia desnudo bajo las mismas condiciones, la actividad inducida en el mismo corresponde a la intensidad del flujo neutrónico debido a los neutrones térmicos y de resonancia $I_r + I_t$, siendo la relación del cadmio según se puede ver en la [ecuación 2-2](#) [Travesi 1975].

$$R_{Cd} = \frac{I_{\gamma} + I_t}{I_{\gamma}}$$

Ecuación 2-2

Tabla 2-5. Elementos utilizados como detectores de activación para neutrones térmicos y epitérmicos.

Isótopo original	Abundancia relativa %	Isótopo producido	E_{γ} (keV)	Intensidad %	Vida media $T_{1/2}$ del isótopo producido	Sección eficaz de absorción térmica σ (b)
$^{27}_{13}Al$	100	$^{28}_{13}Al$	1778,97	100	2,25 m	0,23±0,01
$^{107}_{47}Ag$	51,8	$^{108}_{47}Ag$	632,97	1,76	2,37 m	37±1
$^{109}_{47}Ag$	48,2	$^{110}_{47}Ag$	657,76	4,5	24,6 s	86±3
			657,76	94		
$^{109}_{47}Ag$	48,2	$^{110m}_{47}Ag$	884,68	72,2	250,4 d	4,7±0,2
			937,49	34,13		
			725,3	3,2		
$^{113}_{49}In$	4,295	$^{114m1}_{49}In$	416,86	27,7	49,5 d	5±1
			818,72	11,5		
			1097,33	56,2		
$^{115}_{49}In$	95,715	$^{116m1}_{49}In$	1293,56	84,4	54,29 m	81±8
			463,25	0,25		
$^{115}_{49}In$	95,715	$^{116}_{49}In$	1293,56	1,3	14,10 s	40±2
			2112,31	0,02		
$^{23}_{11}Na$	100	$^{24}_{11}Na$	1363,63	100	15,06 h	0,530±0,005
			2754,03	99,94		
$^{197}_{79}Au$	100	$^{198}_{79}Au$	411,8	95,56	2,695 d	98,65±0,09

Después de que la muestra sea irradiada, la especie nuclear radiactiva que se forma varía con arreglo a la ley expresada en la **ecuación 2-3** [Price & Walker 1962].

$$\frac{dN^*}{dt} = R - \lambda N^*$$

Ecuación 2-3

La tasa de variación del número de núcleos activados N^* será la diferencia entre la tasa de formación o tasa de reacciones nucleares R y la tasa de decaimiento expresada por λN^* , donde λ es la constante de desintegración del radionucleído formado [Price & Walker 1962].

2.2.2 Detección de neutrones

Debido a que los neutrones no poseen carga eléctrica su detección se basa en métodos indirectos. Dos tipos básicos de interacción de los neutrones con la materia están disponibles, el primero mediante la dispersión por un núcleo atómico, transfiriendo algo de la energía cinética al núcleo. Si suficiente energía es transferida el núcleo del material incidente se ioniza; este mecanismo es eficiente para la interacción de núcleos ligeros, siendo los núcleos de hidrógeno y helio lo suficientemente ligeros para ser detectados. Segundo, los neutrones pueden causar reacciones nucleares cuyos productos de reacción, protones, partículas alfa, rayos gamma y fragmentos de fisión pueden iniciar el proceso de detección. Algunas reacciones requieren de una energía mínima o umbral del neutrón, pero aquellos detectores basados en las reacciones a energías térmicas son generalmente rodeados de material moderador, para mejorar su capacidad de detección [Crane and Baker 1991; Bertsch et al., 1993].

Tabla 2-6. Reacciones exotérmicas utilizadas para la detección de neutrones térmicos

Reacción	Partículas cargadas producidas	Valor de la reacción Q (MeV)	σ (b) para $E_n = 0,0253$ eV
$^{10}_5B(n,\alpha)^7_3Li$	$\alpha, ^7_3Li$	2,78	3840
$^6_3Li(n,\alpha)^3_1H$	$\alpha, ^3_1H$	4,78	937
$^3_2He(n,p)^3_1H$	$p, ^3_1H$	0,765	5400

Los neutrones térmicos y epitérmicos solo pueden ser detectados a través de reacciones nucleares intermedias, las cuales liberan energía mucho mayor que la energía cinética que traía el neutrón al inicio [Knoll 1999]. Existen muchas reacciones del tipo (n, partícula cargada) usadas para la detección de neutrones, pero en general se puede decir que las reacciones endotérmicas son utilizadas para los neutrones rápidos y las reacciones exotérmicas para los neutrones térmicos. De las reacciones exotérmicas, las más útiles se encuentran en la lista de la **tabla 2-6** junto con el valor Q de la reacción y los valores de la sección eficaz de los

neutrones térmicos; el amplio valor de Q hace muy fácil la detección de los neutrones, independientemente del valor de la energía del neutrón [Tsoulfanidis 1995].

2.2.2.1 El contador de BF_3

La reacción $(^1_0n, \alpha)$ con $^{10}_5B$ es probablemente la reacción más utilizada para la detección de neutrones térmicos, esto debido a que posee una amplia sección eficaz, la dependencia de la energía de la sección eficaz es del tipo $1/v$, y el $^{10}_5B$ constituye el compuesto del BF_3 , el cual puede ser utilizado como un contador de gas proporcional. El detector de BF_3 es un contador de gas proporcional relleno de gas BF_3 enriquecido usualmente al 90% de $^{10}_5B$, (la proporción del boro natural es del 20% en $^{10}_5B$ y el resto de $^{11}_5B$) el contador proporcional de BF_3 detecta las partículas alfa y las partículas de litio que proceden de la reacción según corresponde a la **reacción 2-7** [Tsoulfanidis 1995].

El detector de BF_3 es más práctico para la detección de neutrones térmicos debido a que la sección eficaz de captura del $^{10}_5B$ es de 3840 barnios y por encima de los 2 MeV, libera energía cinética de partículas cargadas, siendo muy fáciles de detectar [Tsoulfanidis 1995].

2.2.2.2 Detector de 3_2He

Este detector, cuya característica principal es su alta eficiencia y bajo fondo, opera en el régimen de contador proporcional, de geometría cilíndrica o esférica cuyo volumen activo consiste en gas He^3_2 . El instrumento está diseñado para detectar neutrones del rango térmico, a través de la reacción nucleares intermedia **reacción 2-8** [Emanuel-Giménez 2011].

La eficiencia del proceso está vinculada con la sección eficaz de captura del isótopo objetivo He^3_2 , la cual es proporcional al inverso de la velocidad del neutrón incidente, teniendo un valor medio de 5330 barnios

para neutrones térmicos de 0,0253 eV, según la **figura 2-8** [Emanuel-Giménez 2011].

Figura 2-8. Eficiencia del detector ${}^3\text{He}$ en función de la energía del neutrón incidente (adaptado de [Emanuel-Giménez 2011])

El gas ${}^3\text{He}$ es una muy buena alternativa a la hora de detectar neutrones lentos debido a su elevada sección eficaz de captura neutrónica. En los detectores de ionización gaseosa, en el proceso de detección, el movimiento de los electrones y los iones induce una corriente eléctrica entre los electrodos de la cámara proporcional a la energía transferida al gas en el momento de la ionización, lográndose detectar las partículas secundarias [Abánes-Velasco 2001].

2.2.3 Detección de gammas

La baja eficiencia de los contadores gaseosos para radiaciones hace de los detectores sólidos una mejor opción, ya que debido a su alta densidad en ellos aumentan las probabilidades de absorción para un tamaño normal de detector [Knoll 2010]. Un detector sólido debe ser capaz de soportar un campo eléctrico elevado y la facilidad de extraer los electrones liberados en gran número por la radiación.

Existen dos tipos principales de detectores de rayos- γ de estado sólido, según que el medio de detección sea semiconductor o centellador. Entre los detectores de semiconductor destacan los de HPGe (Germanio Híper Puro), y entre los centelladores, los de $\text{BrLa}_3(\text{Ce})$ (bromuro de lantano activado con cerio) y $\text{NaI}(\text{Tl})$ (yoduro de sodio activado con talio). Los detectores semiconductores de diodo empleados en espectroscopia de

rayos- γ llegan a tener resoluciones menores al 1%, por el contrario, los centelladores poseen resoluciones del 5% al 10% [Hee-Jung and Song 2009]. A pesar de ello, los contadores centelladores son una excelente opción para muchas aplicaciones, debido a su menor precio y requerimientos de mantenimiento y condiciones de operación.

El funcionamiento de los detectores de centelleo se basa en la interacción de la radiación con la materia al atravesar el detector, convirtiendo la energía depositada por la radiación en energía eléctrica, siendo esta señal proporcional a la energía depositada. La radiación incidente interacciona con los átomos y moléculas excitándolos, estos a la hora de desexcitarse emiten luz visible de fluorescencia, la luz llega a la superficie fotosensible arrancando fotoelectrones, estos se aceleran y multiplican formando un pulso eléctrico en el tubo fotomultiplicador [Knoll 1999].

El objetivo principal del detector es medir la distribución de la energía de la radiación incidente llamándose *espectrometría de radiación*. Básicamente, un detector consta de un centellador acoplado a un tubo fotomultiplicador (figura 2-9) [Monedero 2009].

Figura 2-9. Esquema de un detector centellador + fotomultiplicador
(adaptado de [Monedero 2009])

En el fotomultiplicador, los dinodos se conectan a una fuente de alto voltaje y a varios divisores de voltaje, logrando una diferencia de potencial entre los dinodos adyacentes de 100 V, impactando electrones de 100 eV de energía, los dinodos son construidos de materiales con alta probabilidad de emitir electrones secundarios, siendo probable que se

arranque un electrón con 2 o 3 eV de energía incidente, ganando entre 30 a 50, teniendo en cuenta que los electrones liberados van en direcciones aleatorias en el material siendo pocos los liberados en la superficie, teniendo una ganancia común de 5 en cada dinodo, con una ganancia total con un tubo de 10 dinodos de ~ 510 , existiendo una variedad de tubos y su elección se determina por parámetros como tamaño, respuesta del fotocátodo a las longitudes de onda, sensibilidad, ganancia, nivel de ruido y tiempo de respuesta [Knoll 1999].

Los detectores deben cumplir con dos importantes características: primero, la linealidad, que implica que la amplitud de un pulso de salida tiene que ser directamente proporcional al número de eventos originales en el centellador y por tanto a la energía depositada en el detector por la radiación; y, segundo, la estabilidad que se requiere de la fuente de alto voltaje pues cualquier cambio en el alto voltaje producirá una variación en el pulso de salida, esto debido a que la ganancia de cada dinodo depende de la diferencia de potencial [Knoll 1999].

La principal propiedad que caracteriza a los detectores de radiación es su capacidad para discriminar entre sucesos de energías distintas, debido a la consecuencia de la naturaleza estadística de la desintegración radiactiva y del fenómeno de detección, la anchura de resolución se ensancha adoptando una forma que depende de la naturaleza de la radiación, del tipo de detector y de la disposición geométrica, definiéndose la resolución del detector como anchura a la mitad de su altura de una altura monoenergética, expresada como **FWHM** (Full Width at Half Maximum), siendo mejor la resolución cuando es menor el **FWHM**, la [figura 2-10](#) indica un esquema del FWHM para un pico de energía H_0 .

La resolución de la energía del detector se puede definir como se expresa en la [ecuación 2-4](#)

$$R = \frac{FWHM}{H_0} \quad \text{Ecuación 2-4}$$

Donde la anchura de la distribución medida a la altura media del pico es FWHM, y H_0 es el centroide del mismo; la resolución es una magnitud adimensional expresada en porcentaje, cuanto menor sea la

resolución en energía del detector, mayor será la capacidad de distinguir dos radiaciones con energías muy próximas [Monedero 2009].

Figura 2-10. Esquema de la FWHM para un pico de energía H_0 (adaptado de [Monedero 2009])

Discriminando al sistema entre sucesos de energías cercanas, varía la información del espectro de forma amplia, la resolución del sistema no depende solo del detector, sino del sistema electrónico de análisis de impulsos, de la característica del haz incidente de radiación como de la fuente radiactiva, además de las condiciones geométricas de la medida. Estadísticamente se deduce que la mejor resolución del detector es a mayor número de sucesos individuales. Al irradiar el detector con una fuente monocromática, se obtiene la función respuesta del detector para la energía empleada, la **figura 2-11** representa la respuesta de dos detectores para igual número de pulsos [Monedero 2009; CIEMAT 2013].

Figura 2-11. Ejemplo de dos funciones de respuesta de dos detectores con resolución buena y pobre (adaptado de [Monedero 2009])

Los dos picos se encuentran encerrados en el mismo valor medio H_0 , pero la anchura de la distribución con peor resolución es mucho mayor, reflejándose en el registro de una gran cantidad de fluctuaciones entre pulso y pulso, siendo la misma cantidad de energía depositada en ambos

casos, donde, si se disminuye el número de fluctuaciones, el ancho de la distribución también disminuye y el pico se aproxima a una función delta, mejorándose la anchura de la distribución y la capacidad del detector para resolver los picos de energías próximas [Monedero 2009].

Entre las fuentes de ruido que provocan fluctuaciones en la respuesta destacan el ruido intrínseco del propio detector, el ruido estadístico y otras condiciones de desviación de la medida durante la misma, siendo el ruido estadístico la fuente más importante de fluctuaciones, debido a la naturaleza discreta de la propia señal, constituyendo una fuente mínima irreducible de ruido, no importando cuanto se mejore el sistema detector, siendo el factor de ruido más limitante [Monedero 2009].

Tabla 2-7. Resolución fotopicos de energía de varios detectores inorgánicos utilizando **PGNAA** (adaptado de [Alfassi & Chung 1995])

Tipo de detector y tamaño (Diámetro y altura)	Resolución: FWHM (keV) en			
	122 keV	662 keV	1332 keV	10829 keV
HPGe (Ø2"x 2,3")	0,8	1,2	1,8	6
NaI (Ø2"x 2")	23	53	75	214
BGO (Ø2"x 2")	40	85	125	450

Existen dos tipos de detectores centelladores, orgánicos e inorgánicos. Los detectores orgánicos están compuestos por materiales líquidos o sólidos, y los inorgánicos como el NaI se encuentran formados por una única sal alcalina. La **tabla 2-7** muestra la resolución de los fotopicos de energía para varios detectores utilizados en **PGNAA**. Como ejemplo se puede ver que el alto Z en el yodo en el NaI(Tl) obtiene buena eficiencia para la detección de los rayos gamma, añadiéndose una pequeña cantidad de Talio con el fin de activar el cristal. La mejor resolución alcanzable es alrededor del 8,0% (52,96 keV) para los 661,7 keV del rayo gamma para el $^{137}_{55}\text{Cs}$ para un cristal de Ø2" x 2", siendo ligeramente mejor para tamaños más pequeños. A pesar de que el espectro del NaI(Tl) es inferior en comparación al detector de HPGe, esta eficiencia de detección, particularmente en la región de alta energía es varias veces mejor que en el detector de HPGe [Alfassi & Chung 1995].

Los cristales deben cumplir con ciertas características, dentro de las cuales se mencionan las principales como, 1) alta eficiencia intrínseca, lo que permite obtener altas sensibilidades, y realizar estudios en tiempos razonables, 2) tiempo de respuesta corto, que junto con los fotosensores y electrónica rápida, permite registrar altas tasas de conteo, garantizando la linealidad en la respuesta del detector, y 3) buena resolución en energía, que ayuda a discriminar fotones dispersados durante los estudios mejorando con ello el contraste en las imágenes y su cociente señal a ruido [Rodríguez et al., 2011].

En centelladores orgánicos las interacciones entre moléculas son débiles, pudiéndose ver las propiedades como estados excitados discretos, existiendo dos formas en las cuales las moléculas absorben energía, primero los electrones pasan a ser excitados a estados electrónicos superiores en saltos entre niveles electrónicos, o los átomos de las moléculas pueden vibrar en saltos entre niveles vibracionales siendo las energías típicas del orden de 0,1 eV, mientras que las energías de excitación electrónica son del orden de pocos eV [Knoll 1999].

2.2.3.1 *Espectrometría gamma*

Consiste en la obtención del espectro de energías de las radiaciones gamma emitidas por los radionúclidos. La espectrometría requiere que la respuesta del detector sea proporcional, bajo ciertas circunstancias, a la energía del rayo gamma detectado, permitiendo obtener el espectro de energías. En la forma de los espectros gamma intervienen muchos factores como la energía de la radiación, el tamaño del cristal, los materiales que rodean al detector, el blindaje, el tipo de radiaciones distintas de los fotones gamma emitidos por la muestra, etc. [Travesi 1975], ayudando a la espectroscopia como técnica para tasar concentraciones o cantidades determinadas de ciertos elementos utilizada en aplicaciones como monitoreo ambiental, cuantificación de contaminantes, datación, estudios espaciales y médicos [Rodríguez et al., 2011].

La identificación de explosivos y drogas se basa en el análisis de las características de la radiación gamma de los núcleos de C_6^{12} (4439 keV), $^{14}_7N$ (5100 keV) y $^{16}_8O$ (6130 keV), donde influye el tamaño del cristal

del detector centellador, por ejemplo la eficiencia en la cantidad de detección gamma de un detector NaI (Tl) Ø5" x 5" es 6,5 veces más alta que el detector de NaI (Tl) Ø3" x 3" [Bystritsky et al., 2013].

Los rayos- γ experimentan una interacción donde transfiere todo o parte de la energía del fotón a un electrón en el material absorbido [Knoll 1999]. El fotón gamma primario es invisible al detector, y únicamente los electrones rápidos creados en la interacción con los rayos gamma pueden proveer cualquier pista de la naturaleza del rayo gamma incidente, estos electrones tienen una energía máxima igual a la energía del fotón del rayo gamma incidente, ralentizando y perdiendo esta energía mediante la ionización y excitación de los átomos sin ser absorbido en el material y a través de emisión de radiación de frenado. Por ello, para que un detector pueda servir como un espectrómetro de rayos gamma debe llevar a cabo dos distintas funciones, primero debe actuar como un medio conversor en el cual el rayo gamma incidente tiene una probabilidad de interactuar liberando en el campo uno o más electrones, segundo, debe funcionar como un detector convencional para estos electrones secundarios [Knoll 1999].

2.2.4 Detectores de radiación gamma

2.2.4.1 Detector centellador de Yoduro de Sodio dopado con Talio NaI(Tl).

En 1984, Douglas Richard Hofstadter demostró que el cristal de yoduro Sódico dopado con Talio, NaI(Tl), producía una cantidad de luz de centelleo muy alta comparada con otros centelladores orgánicos conocidos. Este material es higroscópico, deteriorándose si absorbe agua al contacto con la atmósfera, es frágil y se daña muy fácilmente por estrés mecánico o térmico, siendo por ello que están encapsulados para su aplicación [Monedero 2009].

Se requiere que sea un monocristal para obtener la necesaria transparencia, haciendo inservible al detector las reflexiones y absorciones en las caras del cristal. Para aumentar la probabilidad de emisión de fotones y reducir la autoabsorción de luz, se agregan impurezas al cristal, llamadas activadores, que proporcionan estados discretos de energía en el hueco que dan emisión de luz entre los estados

del activador, haciendo que en el NaI la longitud de onda cambie de los 303 nm del cristal puro a 410 nm con impurezas; la absorción a esta energía no se realiza en el NaI(Tl) pues los niveles fundamentales del activador no se encuentran poblados y el cambio de longitud de onda del ultravioleta al visible permite aprovechar la región de máxima sensibilidad del tubo fotomultiplicador [Knoll 1999].

El detector de NaI(Tl) es el más utilizado, ya que posee alta luminosidad a la hora de caracterizar el espectro del elemento, buena disposición para altas energías y tiempo de resolución, buena disponibilidad y relativo bajo costo, lo que motiva su frecuente utilización [Bystritsky et al., 2013]. Son muy utilizados en la industria y en distintas aplicaciones. En el análisis mediante activación neutrónica, la eficiencia que aportan a las altas energías de rayos- γ , la robustez que poseen, bajo coste y el que no necesiten refrigeración para su funcionamiento, hacen de esto ventajas a tomar en cuenta a la hora de la selección del detector [Hakimabad et al., 2007].

En la interacción de los rayos- γ con el centellador se producen pulsos de luz que son convertidos en pulsos eléctricos por un tubo fotomultiplicador, el cual consiste en un fotocátodo, electrodos y 10 o más dinodos que multiplican el pulso eléctrico según las veces que los electrones golpean en cada dinodo. Las propiedades de un material de centelleo para producir un buen detector son transparencia, disponibilidad en gran tamaño y una gran producción de luz proporcional a la energía de rayos- γ , cumpliendo estos requisitos el NaI(Tl), la **figura 2-12** indica de forma esquemática un detector centellador de $\varnothing 3'' \times 3''$ de yoduro de Sodio o NaI(Tl) [ORTEC 2015], y la **tabla 2-8**, indica sus propiedades más relevantes.

Figura 2-12. Ilustración esquemática de un detector centellador de yoduro de sodio de Ø3" x 3" (adaptado de [ORTEC 2015])

Tabla 2-8. Propiedades del detector NaI(Tl) (adaptado de [Skinner 2008])

	NaI
Densidad (g/mL)	3,7
Número atómico efectivo	51
Longitud de atenuación para 511 keV en (cm)	2,88
Tiempo de decaimiento (ns)	230
Producción de luz (Fotones/MeV)	38000
Producción de fotoelectrones (% NaI)	100
Resolución de energía a 511 keV (%)	8
Higroscópico	Sí

2.2.4.2 Detector de Germanio Hiperpuro (HPGe)

El HPGe es un detector centellador de estado sólido, muy sensible, posee una elevada resolución en energía de tan solo unos algunos keV. Sus principales inconvenientes son que tiene un costo muy elevado, requiere operar a temperaturas del nitrógeno líquido de alrededor de - 200°C (77K) para la medición de radiación γ , y su uso se ve limitado en aplicaciones donde se requiere formar imágenes [Rodríguez et al., 2011]. El cristal de germanio se encuentra montando en un criostato al vacío, conectado térmicamente con una barra de cobre o un refrigerante denominado *dedo frio*, siendo de uso común para el AAN el detector

coaxial, que es muy útil para la medición de rayos- γ con energías comprendidas de entre 60 keV y 3 MeV [Hamidatou et al., 2013], encontrándose encerrado en un recipiente al vacío. La señal obtenida es directamente proporcional a la energía depositada por la radiación en el volumen sensible del detector, ayudando a la medición de los componentes de la energía de la radiación, proporcionando un espectro de energías bien definidas [Matthew 2010].

La resolución del detector es una medida de su capacidad para separar picos estrechamente espaciados en el espectro, especificado en términos de FWHM, de los fotopicos a 122 keV del $^{57}_{27}\text{Co}$ y a 1332 keV del $^{60}_{27}\text{Co}$, siendo para las aplicaciones de **AAN** un detector con resolución de 0,5 keV o menos en 122 keV y 1,8 keV o menos en 1332 keV es suficiente, como ejemplo la **figura 2-13** indica los espectros obtenidos de una muestra con el uso de un detector HPGe [Hamidatou et al., 2013].

Figura 2-13. Espectros gamma de varios elementos de vida corta, irradiado 30 segundos, mediante detector de HPGe durante 5 minutos (adaptado de [Hamidatou et al., 2013])

Para entender la forma de los espectros γ , se requiere conocer los distintos procesos de interacción de la radiación con la materia, un fotón

de luz en el rango infrarrojo, visible o ultravioleta puede o no ser absorbido totalmente, pero no puede perder parte de esta energía, siendo diferente para los rayos- γ de alta energía. La sección eficaz en el efecto fotoeléctrico decrece al incrementarse la energía del fotón.

Figura 2-14. Diagrama esquemático de un detector de HPGe (Adaptado de [Alfassi & Chung 1995; Knoll 2010])

- 1) es la energía del fotopico a 2745 keV;
- 2) Pico de escape simple de 2243 keV [2754-511 keV];
- 3) pico de escape doble en 1732 keV [2745-1022 keV];
- 4) energía del fotopico a 1369 keV;
- 5) positrón de aniquilación en 511 keV

Figura 2-15. Espectro γ para el $^{23}_{11}\text{Na}$ con un detector de HPGe (adaptado de [Knoll 2010])

Para altas energías del fotón, la principal interacción con la materia es la dispersión de Compton. En el germanio, el efecto fotoeléctrico domina en la interacción gamma, aproximadamente a 200 keV, mientras que desde los 200 keV y superior, el desplazamiento Compton es más importante, la [figura 2-14](#) muestra un esquema del detector de Germanio Hiperpuro, y la [figura 2-15](#) da un análisis del espectro de rayos- γ para el $^{23}_{11}\text{Na}$ [Alfassi & Chung 1995; Knoll 2010].

2.2.4.3 *Detector centellador de germanato de bismuto (BGO)*

El germanato de bismuto o BGO ($\text{B}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$), posee una alta densidad siendo esta su mayor ventaja. Su utilización más frecuente es en PET (Tomografía por Emisión de Positrones) debido a su mayor poder de frenado para los fotones de 511 keV en comparación con los cristales de NaI(Tl) [Skinner 2008].

El elevado número atómico (83) del Bismuto le otorga una probabilidad más elevada por volumen de absorción fotoeléctrica, sus propiedades mecánicas y químicas lo hacen fácilmente manejable en su fabricación y uso, frente a otros materiales higroscópicos, pero su eficiencia de centelleo es baja (10% al 20% de la del NaI(Tl)); tiene además un índice de refracción alto (2,15) dificultando la eficiente recolección de luz. La resolución global es un factor 2 peor que la del NaI(Tl). Siendo un ejemplo de material centellador puro, se produce en tamaños limitados, y es más costoso que el NaI. Al igual que en otros materiales centelladores, la luz emitida disminuye con la temperatura [Monedero 2009].

La [figura 2-16](#) indica la eficiencia intrínseca del BGO comparado con un NaI(Tl), donde a diferencia del segundo el detector de BGO no requiere activador, teniendo un cambio entre la óptica y la emisión del espectro del estado Bi^{3+} , relativamente una pequeña autoabsorción, siendo el cristal transparente a su propia emisión. Aun así, la eficiencia relativa es del 15% al 20% más que en el NaI(Tl), es inerte, no higroscópico y no necesita estar sellado herméticamente en el interior del tubo [Skinner 2008].

Figura 2-16. Eficiencia intrínseca del detector de BGO comparado con un detector de NaI(Tl) (adaptado de [Skinner 2008])

El BGO es relativamente nuevo como centellador, aunque la luz emitida es menor comparado con el NaI (Tl), su densidad mucho mayor le da un poder de frenado de la radiación mucho mayor, haciéndolo ideal para un sistema de blindaje activo, claro, esto no toma en cuenta todas las absorciones con lo cual mejoraría la eficiencia del BGO suprimiendo el fondo aún más.

A 150 keV, los fotones son absorbidos en un 90% únicamente con un espesor de 2,3 mm del detector BGO, es decir, simplificando, que un detector de BGO con el tamaño $1/16$ del detector de NaI(Tl) puede llegar a tener la misma eficiencia; sin embargo, puesto que la luz de salida es mucho más pequeña, la resolución del BGO es peor, lo cual no lo hace ideal para espectrometría, aunque sea bueno para simple detección. En la **tabla 2-9** se observan las propiedades del detector BGO [Skinner 2008].

Tabla 2-9. Propiedades del detector BGO (adaptado de [Skinner 2008])

	BGO
Densidad (g/mL)	7,1
Número atómico efectivo	74
Longitud de atenuación para 511 keV en (cm)	1,05
Tiempo de decaimiento (ns)	300
Producción de luz (Fotones/MeV)	8200
Producción de fotoelectrones (% NaI)	15
Resolución de energía a 511 keV (%)	12
Higroscópico	No

Este detector resalta por su gran utilidad en la tomografía por emisión de positrones (PET) para detectar fotones de 511 keV producto de la aniquilación de positrones con electrones del medio, pudiendo disponer un gran número de detectores en un espacio reducido debido a su pequeño tamaño, pero existe la desventaja sin embargo de que su tiempo de respuesta es muy largo, limitando con ello la adquisición de datos a altas tasas de conteo [Rodríguez et al., 2011].

2.2.4.4 Otros detectores para espectrometría gamma

Detector semiconductor de Cadmio Zinc y Teluro (CdZnTe o CZT)

Su característica principal es que convierte directamente la energía de los rayos gamma en señal eléctrica, obteniendo un menor ruido en comparación con el obtenido con un centellador-fotomultiplicador. Sus ventajas principales son una mejor resolución en energía, su tecnología de fabricación y su resolución espacial [Pinto 2007].

El CZT puede llegar a alcanzar una resolución energía del 2% para fotones de 511 keV, siendo muy superior a la que típicamente alcanzan los centelladores, permitiendo seleccionar ventanas de energía más estrechas y rechazar eventos de dispersión Compton si los hubiese. Además, permiten alcanzar una alta resolución espacial empelando matrices de detectores, ya que se fabrican con tecnología estándar en la industria de los semiconductores, abaratando el costo. Además, al no necesitar fotomultiplicador ayuda a que su tamaño sea más compacto. Su tolerancia a campos magnéticos los hace ideales para trabajar en tomografía por emisión de positrones o PET [Pinto 2007].

Detector centellador de Bromuro de Lantano dopado con Cerio (LaBr₃(Ce))

Posee una respuesta lineal para energías de 80 a 1332 keV, y para este rango de energía posee una resolución superior a los detectores de centelleo convencionales como el típico NaI(Tl), además que es más luminoso, no es higroscópico, su tiempo de decaimiento muy corto es atractivo, y posee un número atómico efectivo muy alto. Este detector al ser muy rápido permite trabajar con altas tasas de conteo [Rodríguez et al., 2011]. La **tabla 2-10**, indica sus propiedades más relevantes.

Tabla 2-10. Propiedades del detector de $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ (adaptado de [Rodríguez et al., 2011])

	$\text{LaBr}_3(\text{Ce})$
Densidad (g/mL)	5,05
Número atómico efectivo	48,3
Índice de refracción	1,9
Tiempo de decaimiento (ns)	16
Producción de luz (Fotones/keV)	63
Producción de fotoelectrones (% NaI)	165
Pico de emisión (nm)	380
Diámetro (mm)	13
Altura (mm)	13

2.3 Activación neutrónica

El AAN se ha utilizado desde 1936 cuando George Hevesy y Hilde Levi determinaron la cantidad de Disprosio en una muestra de Vitritium, cuando al ser bombardeada por una fuente de $^{226}_{88}\text{Ra}/^9_4\text{Be}$ esta se activó [Hevesy & Levi 1936], mostrando desde aquel instante que el análisis por activación puede ser una herramienta indispensable, debido a su alta sensibilidad, en una variedad de campos para el análisis de muestras y su contenido en elementos, mediante la irradiación con neutrones, ya sean rápidos, térmicos o epitérmicos, provenientes de un reactor nuclear, un generador o una fuente de laboratorio, teniendo siempre en cuenta el elemento a analizar y su sección eficaz. El método sirve hoy en día en medicina, metalurgia, seguridad, investigación, etc. [Fernández Martínez 1986].

El AAN se define como un método analítico basado en la producción y medida de la radiactividad inducida en las muestras mediante bombardeo con neutrones. Con el bombardeo, los núcleos presentes en la muestra sufren reacciones nucleares, llevando a la producción de productos específicos para cada nucleído, permitiendo identificar los componentes de la muestra [Travesi 1975]. El método permite realizar un análisis cuantitativo y cualitativo de muestras desconocidas mediante irradiación, ya que los nucleídos radiactivos producidos pueden ser identificados debido a sus propiedades

radiactivas detectables, como el tipo de radiación, energía de la radiación, intensidad de la radiación y vida media [Tsoulfanidis 1995].

El análisis por activación o AAN es un método analítico muy poderoso, ya que permite identificar fácilmente más de 70 elementos químicos y determinar cuantitativamente su abundancia. El método se basa en la detección de los productos radiactivos resultantes de la interacción de sus isótopos estables con los neutrones generados por una fuente adecuada [Hamidatou et al., 2013]. Sus características, tales como una elevada sensibilidad analítica que permite determinar concentraciones muy bajas de elementos o el empleo de muestras muy pequeñas, su alta especificidad y ausencia de interferencias, ausencia de contaminantes durante el proceso al no precisar de reactivos químicos y la posibilidad de análisis no destructivo, hacen de este un método muy adecuado para resolver muchos problemas en la investigación criminal [Ali 1999].

La activación neutrónica de un material se produce por dispersión inelástica o por absorción, según sea la sección eficaz del material para cada interacción, capturando un neutrón durante la irradiación del blanco, excitando al núcleo, eliminando el exceso de energía en forma de fotones, y estableciéndose dos grupos respecto al tiempo de medida de los rayos- γ :

- Mediante rayos- γ inmediatos, los mismos que tienen lugar en el momento de la irradiación (*Prompt Gamma Rays – PGR*).
- Mediante rayos- γ retardados, el cual sucede durante el decaimiento radiactivo midiendo los rayos- γ , siendo este el método más común cuando se habla de AAN.

La **figura 2-17** indica la emisión de rayos- γ luego de interactuar con neutrones de baja energía [Hamidatou et al., 2013].

Figura 2-17. Esquema de la emisión de rayos gamma después de la interacción con neutrones de baja energía (Hamidatou et al. 2013).

El método se basa en leyes físicas bien establecidas, pues sus fenómenos están entre los procesos naturales que han sido más estudiados en el mundo. El AAN se inicia en el proceso de activación, que puede interpretarse mediante la siguiente ecuación matemática, que se puede aplicar para cualquier tipo de partículas, en este caso, se utiliza para neutrones [Ali 1999]. La **reacción 2-9** describe la activación para un elemento E, de número atómico Z y peso atómico A:

Es decir, se produce un isótopo del elemento E, con el mismo número atómico Z, y un peso atómico una unidad mayor, siempre que la reacción nuclear sea del tipo (n,γ), o captura de neutrones, la más importante y utilizada en el AAN [Urdaniz & Real 2004].

Figura 2-18. Irradiación con neutrones del $^{27}_{13}\text{Al}$ (adaptado de [Filby 1995])

Como ejemplo, la irradiación de neutrones en $^{27}_{13}\text{Al}$, con 5 salidas más probables según la **figura 2-18**, donde la reacción (n,n) no es radiactiva, y el resto de reacciones el núcleo excitado decaerá emitiendo β^- , β^+ , acompañada de radiación gamma [Filby 1995].

La desintegración radiactiva es un fenómeno estadístico, cada núcleo tiene una probabilidad de desintegración por unidad de tiempo, el número de núcleos que se desintegra por segundo es proporcional a λ y al número de núcleos N excitados según se puede ver en la **ecuación 2-5** [Esquivel, Eguren, & Montoya 1993].

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad N = N_0 \cdot e^{-\lambda t} \quad \text{Ecuación 2-5}$$

Donde N_0 es el número de núcleos radiactivos en el instante $t=0$. Por otro lado, considerando que la reacción más probable es del tipo $A(n,\gamma)B$, La actividad producida del isótopo radiactivo se puede estimar según la **ecuación 2-6**

$$A_B(t_i) = \lambda_B \cdot m_A \cdot \sigma_A \cdot \phi \cdot N_{Av} \cdot \theta \cdot \frac{(1-e^{-\lambda_B t_i})}{M} \quad \text{Ecuación 2-6}$$

Siendo

$A_B(t_i)$, la actividad producida del isótopo B expresada en desintegraciones por segundo (Bq) al cabo del tiempo t_i de irradiación,

λ_B , la constante de desintegración del elemento B activado (s^{-1}),

m_A , masa del elemento A en la muestra irradiada,

σ_A , la sección eficaz microscópica de activación para el isótopo considerado, expresada en barns [10^{-24} cm^2],

ϕ , el flujo de neutrones o partículas incidentes, expresado en neutrones por centímetro cuadrado por segundo [$\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$],

θ , abundancia isotópica del nucleido en la muestra irradiada,

N_{Av} , número de Avogadro,

M , peso atómico del elemento irradiado.

La expresión $(1 - e^{-\lambda t})$, se llama factor de saturación, conociendo que al aumentar el valor de t y tender hacia el infinito, el valor de la exponencial ($e^{-\lambda t}$) tiende a 0 y el valor del paréntesis o factor de saturación puede alcanzar un valor máximo de la unidad, además, se debe tener en cuenta que $\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}$, siendo $T_{1/2}$ el periodo de semidesintegración del radionucleido [Urdaniz & Real 2004].

Conociendo lo anterior, se puede decir que el factor de saturación es la relación de la actividad producida en un tiempo t , respecto a la que se produciría en un tiempo infinito de irradiación, que es la máxima que podría producirse y que se llama actividad de saturación, cuyo valor sería, obviamente, el mostrado en la **ecuación 2-7**

$$A_s = \lambda_B \cdot \frac{m_A \cdot N_{Av} \cdot \theta}{M} \cdot \sigma_A \cdot \phi = \lambda_B \cdot N_A \cdot \sigma_A \cdot \phi \quad \text{Ecuación 2-7}$$

El tiempo para alcanzar el valor de la actividad de saturación, llegando a un equilibrio entre la formación y la desintegración de átomos radiactivos, depende del periodo de semidesintegración del radioisótopo producido por la reacción de activación (**figura 2-19**) y (**tabla 2-11**) [Travesi 1975].

Figura 2-19. Actividad de saturación y desintegración de un radionucleido en función del tiempo de irradiación o decaimiento, unidades en periodos de semidesintegración (adaptado de [Travesi 1975])

Tabla 2-11 Valores factor de saturación (adaptado de [Travesi 1975])

Tiempo de irradiación en número de periodos en semidesintegración	Valor del factor de saturación en % de la actividad de saturación
1	50 %
2	75 %
3	87,5 %
4	93,75 %
5	96,87 %
6	98,44 %
7	99,1 %
8	99,61 %
9	99,8 %
10	99,9 %

2.3.1 Métodos de análisis por activación aplicables a la detección de sustancias

Por lo general, el análisis por activación es utilizado para la determinación de las concentraciones de los elementos en un material, basándose en la excitación de los átomos del material a caracterizar mediante una reacción nuclear con una partícula (neutrón, protón, partículas alfa) o con un fotón (rayos gamma, rayos-X), donde, los átomos excitados decaerán hasta su estado de mínima energía o fundamental mediante la emisión de radiación en forma de partículas o fotones, dependiendo de su naturaleza, con una energía que es específica de cada material. La reacción más comúnmente utilizada es la (n, γ), la cual puede tener lugar con casi todos los isótopos (aunque con diferentes probabilidades) sin umbral [Tsoulfanidis 1995].

A continuación, se describen en este apartado los avances que se han realizado en el método del AAN como técnica analítica, además de sus comparaciones con otras técnicas.

Debido a la penetración de los neutrones en la materia, las técnicas nucleares son deseables en la caracterización de minerales, destacando motivos como el que la muestra tiene mayor tamaño, en contraste con las que se pueden analizar en un laboratorio, y los resultados se obtienen en tiempo real. En la industria minera, el AAN

como método analítico se viene usando con gran intensidad, con especial interés en la detección de elementos minerales tanto en rocas superficiales como en el subsuelo. Por ejemplo, es así como los trabajos realizados en 2015 por Yu Alexakhin [Alexakhin et al., 2015], en la detección de Kimberlita, un tipo de roca volcánica conocida en la minería por estar asociada a la formación de diamantes, se han basado en el método del etiquetado neutrónico. Este método utiliza un generador de D-T, donde como producto de la reacción se producen neutrones monoenergéticos de 14,1 MeV, con una intensidad del generador de 7×10^7 n/s, convirtiéndolo en un generador de neutrones de alta intensidad. El proceso viene acompañado de un detector de alfas, y de un detector centellador de rayos gamma, mediante el cual se asocia la partícula alfa detectada con la dirección del elemento en cuestión, en este caso la kimberlita, detectando las firmas características de la roca como $^{12}_6\text{C}$ ($E_\gamma = 4,44$ MeV) y $^{16}_8\text{O}$ ($E_\gamma = 6,13$ MeV y $3,8$ MeV). Si estas firmas son claramente visibles en el espectrómetro de rayos gamma, se determina que en la roca existe una gran probabilidad de encontrar diamantes, dependiendo de la cantidad de cuentas visualizadas, según se ve en la **figura 2-20**, determinando la cantidad de material presente en la roca [Alexakhin et al., 2015].

Figura 2-20. Firma característica de la kimberlita en línea punteada, comparada con una muestra de roca con alto contenido de kimberlita representada en línea continua (adaptada de [Alexakhin et al., 2015])

Además, del uso del etiquetado neutrónico para encontrar diamantes, se ha utilizado el AAN en la prospección de tierras raras, como lantano, lutecio, ytrio y escandio, utilizadas en la industria metalúrgica, vidrio, iluminación, electrónica, materiales cerámicos, químicos, magnéticos y nucleares.

Un método, utilizado en el trabajo de Doris Esquivel (1993) [Esquivel 1993], consiste en llenar ampollas de cuarzo de muestras homogenizadas selladas en un recipiente de aluminio, irradiarlas durante dos semanas, dependiendo del elemento a caracterizar, obteniendo valores como los de la [tabla 2-12](#), realizando 4 mediciones con tiempos de conteo de 3600 segundos, teniendo como elementos de control o comparadores al Uranio y Torio [Esquivel 1993]. Los resultados que destaca la autora en el análisis para estos elementos trazas, es que, aunque presenten abundancia de cualquier otro elemento, se puede diagnosticar su presencia con una alta sensibilidad, lo que permite obtener la información necesaria de las muestras, para determinar la cantidad y la ubicación del elemento interrogado. Es una técnica analítica adecuada para el apoyo de la prospección, evaluación y aprovechamiento de estos elementos minerales [Esquivel 1993].

Las técnicas utilizadas abarcan desde la espectrometría de masas, fluorescencia de rayos-X y el AAN. Esta última técnica destaca sobre las otras debido a su alta sensibilidad y rapidez, y a su carácter no destructivo de la muestra. Para realizarla se somete la muestra a ser analizada a un alto flujo de neutrones térmicos de entre 10^{12} a $10^{14} \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$, en un reactor de investigación [Esquivel 1993].

La activación neutrónica como método para determinar elementos minerales sigue avanzando a pasos agigantados, es así como el método no solo se usa para la determinación y prospección de tierras raras o en la búsqueda de diamantes, sino, que también ahora es usado en la búsqueda de minerales de uso común, como ejemplo la fluorita, el mismo que se usa masivamente en la industria como fundente en la siderurgia, para bajar el punto de fusión, además como fuente de flúor y ácido fluorhídrico en cerámica y en vidrios ópticos [Castro García 2012].

Tabla 2-12. Métodos usados y datos nucleares de radionucleidos empleados (adaptada de [Esquivel 1993])

Elem.	grupo de medición	nucleido medido	$T_{1/2}$	energía medida (keV)	nucleido interferente energía (keV)	pico usado (corrección)
Sm	1	$^{153}_{62}\text{Sm}$	46,8 h	103,1	$^{239}_{93}\text{Np}(103,7)$ $^{233}_{91}\text{Pa}(103,9)$	$^{239}_{93}\text{Np}(277,6)$ $^{233}_{91}\text{Pa}(311,9)$
Lu	1	$^{177}_{71}\text{Lu}$	6,71 d	208,4	$^{239}_{93}\text{Np}(209,8)$	$^{239}_{93}\text{Np}(277,6)$
U	1	$^{239}_{93}\text{Np}$	2,40 d	228,2		
				277,6		
Na	1	$^{24}_{11}\text{Na}$ $^{140}_{57}\text{La}$	15 h	1368,6		
La	1		40,30 h	815,8		
				1596,2		
Co	3	$^{60}_{27}\text{Co}$	5,30 a	1332,5		
Ce	2	$^{141}_{58}\text{Ce}$	32,5 d	145,5		
Eu	3	$^{152}_{63}\text{Eu}$	12,40 s	1408,1		
Sc	3	$^{46}_{21}\text{Sc}$	83,80 d	889,3		
Cr	3	$^{51}_{24}\text{Cr}$	27,70 d	320,1	$^{233}_{91}\text{Pa}(311,9)$	
Hf	3	$^{181}_{72}\text{Hf}$	42,50 d	482,2		
Rb	3	$^{86}_{37}\text{Rb}$	18,65 d	1076,6		
Nd	2	$^{147}_{60}\text{Nd}$	11 d	531		
Tb	3	$^{160}_{65}\text{Tb}$	72,30 d	876,4		
Ba	3	$^{131}_{56}\text{Ba}$	11,50 d	496,3		
Th	3	$^{233}_{91}\text{Pa}$	27 d	311,9		
				340,5		
Fe	3	^{50}Fe	44,60 d	1099,2		
Cs	3	$^{46}_{21}\text{Sc}$	2,10 a	795,8		
Sr	3	$^{85}_{38}\text{Sr}$	65,2 d	513,9		
Ta	3	$^{182}_{73}\text{Ta}$	115 d	1221,4		
Zn	3	$^{65}_{30}\text{Zn}$	244 d	1115,5	$^{46}_{21}\text{Sc}(1120,5)$ $^{152}_{63}\text{Eu}(1112,1)$	

En el trabajo realizado por María Pilar Castro en 2012 [Castro García 2012], en la Universidad de Oviedo, mediante un método de laboratorio, se procede a irradiar con neutrones procedentes de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ una muestra de espato de flúor, provocando una reacción $^{19}_9\text{F}(^1_0\text{n},\alpha)^{16}_7\text{N}$, donde se analiza el $^{16}_7\text{N}$, que decae con un periodo de semidesintegración de 7,13 segundos, emitiendo radiación gamma característica de 6,128 MeV. Ya que la emisión gamma es directamente proporcional a la cantidad de dicho isótopo, mediante la observación de su espectro con la ayuda de un detector de BGO, se puede conocer el contenido de flúor. Este método sirve para analizar de manera rápida la cantidad de flúor en una muestra, dejando atrás el análisis radioquímico, costoso y complejo.

El método utilizado se conoce como activación cíclica, método de análisis elemental, donde la muestra irradiada, decaída y contada, se vuelve a irradiar, repitiendo el proceso un número de ciclos n , sumando los espectros obtenidos en cada lectura, según se muestra en la representación de la figura 2-21 [Castro-García 2012].

Figura 2-21. Activación cíclica (adaptado de [Castro-García 2012])

Adicional al análisis de minerales en terrenos y rocas, tanto del subsuelo como de canteras, el AAN se ha empezado a utilizar en las dos últimas décadas en la identificación de materiales de uso militar, y en la caracterización de alcaloides.

Los agentes utilizados en las guerras químicas poseen algún tipo de hidrocarburo, según se observa en la tabla 2-13, como pueden ser en el gas sarín, gas mostaza, o en algún otro tipo de gas nervioso,

distinguiéndose la presencia del azufre, arsénico y cloro en un 45% a 50% de su composición en peso [Twomey, Caffrey, & Chichester 2007].

Tabla 2-13. Composición elemental del porcentaje en peso de algunos agentes nerviosos utilizados en guerra química (adaptada de [Twomey, Caffrey, & Chichester 2007])

	Gas Sarín	Gas Somán	Gas Tabún	Compuesto VX	Gas Mostaza	Gas Lewisita
Hidrógeno	7,1	8,8	6,8	9,7	5,0	1,0
Carbón	34,3	46,2	37,0	49,4	30,2	11,4
Oxígeno	22,9	17,6	19,8	12,0	-	-
Nitrógeno	-	17,3	5,2	-	-	-
Flúor	13,6	10,4	-	-	-	-
Fósforo	22,1	17,0	19,1	11,6	-	-
Azufre	-	-	-	12,0	20,1	-
Cloro	-	-	-	-	44,7	51,3
Arsénico	-	-	-	-	-	36,1

En los explosivos, el carbono y oxígeno tienen un mayor porcentaje, pues son los elementos constitutivos principalmente, y, en menor proporción, aunque no menos importantes, el hidrógeno y nitrógeno, según se observa la **tabla 2-14** que muestra los elementos constitutivos en porcentaje según corresponda al tipo de explosivo [Twomey, Caffrey, & Chichester 2007].

Se han llevado a cabo numerosos trabajos de cara a la detección de material explosivo con la ayuda del AAN, tal como ejemplo se expone el trabajo realizado por Király (2004), quien ha desarrollado un procedimiento para la determinación de minas antipersonales mediante el uso de neutrones térmicos y epitérmicos, por medio de la irradiación con neutrones de medias y bajas energías, además, ayudado de la retrodispersión de los neutrones en hidrógeno y grafito, incrementando así mediante este procedimiento el flujo de neutrones según la energía deseada.

En el trabajo de [Király et al., 2004], por medio de la modelización mediante métodos Monte Carlo, con el código MCNP-4C, se relacionaron las cuentas obtenidas con las densidades de diferentes materiales que

contenían diferentes proporciones de hidrógeno, arrojando los resultados que se pueden visualizar en la [figura 2-22](#), para tres tipos de compuestos hidrogenados a 2 cm de profundidad, encapsulados en cajas cilíndricas de 3 cm de diámetro y 6,8 cm de altura [\[Király et al., 2004\]](#).

Tabla 2-14. Elementos constitutivos en porcentaje según el tipo de explosivo (adaptada de [\[Twomey, Caffrey, & Chichester 2007\]](#))

	Comp. B	HMX	PETN	RDX	Tetril	TNT
Hidrógeno	2,5	2,7	2,5	2,7	1,7	2,2
Carbón	24,5	16,2	19,0	16,2	29,0	37,0
Oxígeno	42,8	43,2	60,8	43,2	44,6	42,3
Nitrógeno	30,4	37,8	17,7	37,8	24,4	18,5
Flúor	-	-	-	-	-	-
Fósforo	-	-	-	-	-	-
Azufre	-	-	-	-	-	-
Cloro	-	-	-	-	-	-
Arsénico	-	-	-	-	-	-

Figura 2-22. Exceso de cuentas en la densidad de diferentes muestras con contenido de hidrógeno (adaptada de [\[Király et al., 2004\]](#))

La difusión longitudinal de los neutrones térmicos fue determinada mediante la relación- $^{110}_{48}\text{Cd}$; con el uso de láminas de disprosio, se procede a bombardear estas con neutrones térmicos moderados en hidrógeno y grafito, usando una fuente de $^{239}_{94}\text{Pu}/^9_4\text{Be}$ de intensidad $5,25 \times 10^6$ n/s. Se obtuvo la reacción $^{164}_{66}\text{Dy}(^1_0\text{n},\gamma)^{165}_{66}\text{Dy}$, permitiendo determinar el factor de

perturbación del flujo térmico y epitérmico, con lo cual se pueden obtener las densidades de los elementos en análisis, según el exceso de cuentas registrados, definiéndose como el factor de perturbación flujo (F), siendo el producto del coeficiente de autoblindaje de la muestra para neutrones térmicos (G) y la depresión del flujo rodeado en medio de la muestra (H), siendo según la **ecuación 2-8** [Király et al., 2004].

$$F = G.H = \frac{\phi}{\phi_s} \cdot \frac{\phi_s}{\phi_0} \quad \text{Ecuación 2-8}$$

Las fuentes de alta intensidad como los generadores de D-D o D-T, ayudan de mejor manera a la identificación y caracterización de los elementos presentes. Para investigar el proceso físico de la retrodispersión de neutrones y el método de captura de rayos-γ en una geometría simple, se ha utilizado un generador de D-D rodeado por un reflector de polietileno [Takahashi et al., 2011]. Mediante el uso de sendos detectores de rayos-γ y de neutrones, ubicados a una altura de 3,5 cm sobre la tierra, blindados de material para absorber los neutrones directos de la fuente (**figura 2-23**), se ha realizado la caracterización de una muestra de RDX, mediante la utilización de neutrones retrodispersados en la muestra, así como de los rayos-γ prontos obtenidos de la reacción, logrando identificar los ratios sin y con muestra a diferentes profundidades, tanto de forma experimental como simulada (**tabla 2-15**). De la información contrastada se puede determinar si en esa porción de suelo existe un elemento extraño, que se puede contrastar con el espectro de rayos gamma prontos detectado [Takahashi et al., 2011].

Figura 2-23. Prototipo esquemático de un sistema de detección de minas terrestres con explosivo (adaptada de [Takahashi et al., 2011])

Tabla 2-15. Resultados ensayos y simulaciones de ratios con y sin muestra por el método de neutrones retrodispersados y captura de rayos- γ [Takahashi et al., 2011]

Profundidad	Método a	Contenido de humedad en porcentaje		
		2%	10%	18,50%
5	C (Exp.)	1,048 $\pm$ 0,001	1,057 $\pm$ 0,001	1,038 $\pm$ 0,001
	C (Calc.)	1,051 $\pm$ 0,009	1,057 $\pm$ 0,007	1,032 $\pm$ 0,006
	B (Exp.)	1,071 $\pm$ 0,001	1,003 $\pm$ 0,002	0,988 $\pm$ 0,002
	B (Calc.)	1,065 $\pm$ 0,002	1,013 $\pm$ 0,001	0,993 $\pm$ 0,001
10	C (Exp.)	1,039 $\pm$ 0,001	1,030 $\pm$ 0,001	1,013 $\pm$ 0,001
	C (Calc.)	1,030 $\pm$ 0,008	1,031 $\pm$ 0,007	1,013 $\pm$ 0,005
	B (Exp.)	1,047 $\pm$ 0,001	1,009 $\pm$ 0,002	0,986 $\pm$ 0,003
	B (Calc.)	1,045 $\pm$ 0,002	1,003 $\pm$ 0,001	0,995 $\pm$ 0,001
15	C (Exp.)	1,023 $\pm$ 0,001	1,011 $\pm$ 0,001	1,000 $\pm$ 0,001
	C (Calc.)	1,013 $\pm$ 0,008	1,011 $\pm$ 0,007	1,003 $\pm$ 0,006
	B (Exp.)	1,021 $\pm$ 0,001	1,001 $\pm$ 0,002	1,000 $\pm$ 0,002
	B (Calc.)	1,025 $\pm$ 0,002	0,999 $\pm$ 0,001	0,998 $\pm$ 0,001

Las minas modernas poseen baja masa (<50g), sin o con poco metal, dificultando la detección mediante métodos tradicionales (detectores de metales, olfato canino o el uso de rayos-X), pero mediante AAN, se puede identificar con exactitud si un objeto es peligroso o inofensivo [Király et al., 2004].

Explosivos y narcóticos contienen varios elementos en su constitución, como el hidrógeno, carbono, nitrógeno y oxígeno, como elementos principales, en cantidades y ratios que se diferencian de las sustancias inocuas. Aprovechando la alta penetrabilidad de los neutrones y de los rayos- γ generados, a través de los materiales a grandes profundidades, es posible la interrogación de una manera no intrusiva, mediante la utilización de neutrones pulsados, térmicos y rápidos, facilitando la identificación del elemento y la cantidad del mismo. El trabajo realizado por Vourvopoulos (2001), toma esta ventaja como principal, y mediante la irradiación de explosivos y narcóticos, procede a su identificación relacionando los ratios correspondientes, según sea la matriz a analizar, como se puede ver en la **tabla 2-16** mostrando los ratios de varios elementos, donde mediante la medida del C/O propone detectar narcóticos [Vourvopoulos & Womble 2001].

Tabla 2-16. Densidades elementales y ratios de tres clases de sustancias (adaptado de [Vourvopoulos & Womble 2001])

Densidad o ratio	H	C	N	O	Cl	C/O	C/N	Cl/O
Narcóticos	Alto	Alto	Bajo	Bajo	Medio	Alto >3	Alto	Muy alto
Explosivos	Bajo-Medio	Medio	Alto	Muy alto	Medio-nada	Bajo <1	Bajo <1	bajo-medio

En general la sección eficaz de la reacción (n,γ) es más alta para neutrones térmicos que para neutrones rápidos. Otro tipo de interacciones como son las reacciones (n,α), (n,p), y (n,2n) pueden ocurrir únicamente con neutrones rápidos, exceptuando unas pocas reacciones exotérmicas (n,α). La **tabla 2-17** recoge algunas de las reacciones más comunes mediante la interacción de neutrones térmicos para la identificación de varios elementos [Tsoulfanidis 1995]. Dependiendo de los elementos químicos que se desea medir, se puede seleccionar la fuente de neutrones de acuerdo con las energías de mejor preferencia. En muchos casos se recurre a las fuentes de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ o de $^{252}_{98}\text{Cf}$, para la producción de neutrones, excitando los elementos mediante la captura neutrónica. Sin embargo, hay elementos como el C y O que necesitan neutrones de energías altas de varios MeV, que pueden ser proporcionadas mediante un generador pulsado de neutrones, llamándose a la técnica Análisis mediante Neutrones Térmicos/Rápidos Pulsados o PFTNA [Vourvopoulos & Womble 2001].

Al bombardear un material con neutrones de diversas energías, se producen varias reacciones, teniendo una sección eficaz o probabilidad de ocurrencia, determinada experimentalmente, que dependiendo del elemento y de la energía de los neutrones con el que ha sido irradiado, presentará un valor mayor o menor dependiendo de la reacción, tal es el caso para el N y el F, según se pueden ver en las **figuras 2-24 a 2-28**.

Tabla 2-17. Reacciones por AAN (adaptado de [Tsoulfanidis 1995])

Elemento	Símbolo	Reacción	Energía Umbral (MeV)	Vida media del elemento	Energía de la radiación emitida (MeV)
Aluminio	Al	$^{27}_{13}\text{Al}(n,\gamma)^{28}_{13}\text{Al}$	Sin Energía umbral	2,3 minutos	β^- (2,85), γ (1,78)
		$^{27}_{13}\text{Al}(n,p)^{24}_{12}\text{Mg}$	1,9	9,46 minutos	β^- (1,75), γ (0,84; 1,013)
		$^{27}_{13}\text{Al}(n,\alpha)^{23}_{11}\text{Na}$	3,27	15 horas	β^- (1,389), γ (1,369;2,754)
Arsénico	As	$^{75}_{33}\text{As}(n,p)^{76}_{33}\text{As}$	Sin Energía umbral	26,4 horas	β^- (2,97), γ (0,559)
		$^{75}_{33}\text{As}(n,\alpha)^{72}_{31}\text{Ga}$	Sin Energía umbral	14,1 horas	β^- (3,15), γ (0,835)
		$^{75}_{33}\text{As}(n,2n)^{74}_{33}\text{As}$	8,27	17,9 días	β^- (3,15), γ (0,835)
Cadmio	Cd	$^{110}_{48}\text{Cd}(n,\gamma)^{111m}_{48}\text{Cd}$	Sin Energía umbral	48,6 minutos	e^- , γ (0,247)
		$^{110}_{48}\text{Cd}(n,p)^{110m}_{47}\text{Ag}$	2,12	235 días	γ (0,658)
Calcio	Ca	$^{48}_{20}\text{Ca}(n,\gamma)^{49}_{20}\text{Ca}$	Sin Energía umbral	8,8 minutos	γ (3,07), β^- (1,95)
Cloro	Cl	$^{37}_{17}\text{Cl}(n,\gamma)^{38}_{17}\text{Cl}$	Sin Energía umbral	37,2 minutos	β^- (4,91), γ (1,6; 2,17)
		$^{37}_{17}\text{Cl}(n,p)^{37}_{16}\text{S}$	3,6	5 minutos	β^- , γ (3,09)
Cobre	Cu	$^{63}_{29}\text{Cu}(n,2n)^{62}_{29}\text{Cu}$	11,01	9,76 minutos	γ (0,511)
Flúor	F	$^{19}_{9}\text{F}(n,\alpha)^{16}_{7}\text{N}$	1,57	7,15 segundos	γ (6,13)
Oro	Au	$^{197}_{79}\text{Au}(n,\gamma)^{198}_{79}\text{Au}$	Sin Energía umbral	2,7 días	β^- (0,962), γ (0,412)
		$^{198}_{79}\text{Au}(n,2n)^{196}_{79}\text{Au}$	7,36	6,18 días	β^- γ (0,356)
Yodo	I	$^{127}_{53}\text{I}(n,\gamma)^{128}_{53}\text{I}$	Sin Energía umbral	25 minutos	β^- (2,12), γ (0,441)
Hierro	Fe	$^{58}_{26}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}_{26}\text{Fe}$	Sin Energía umbral	45,5 días	β^- , γ (1,095; 1,292)
		$^{56}_{26}\text{Fe}(n,p)^{56}_{25}\text{Mn}$	2,98	2,57 días	β^- , γ (0,847)
Plomo	Pb	$^{208}_{82}\text{Pb}(n,2n)^{207m}_{82}\text{Pb}$	7,45	0,885 segundos	γ (0,570)
		$^{200}_{80}\text{Hg}(n,2n)^{199m}_{80}\text{Hg}$	8,11	43 minutos	γ (0,158)
Mercurio	Hg	$^{196}_{80}\text{Hg}(n,\gamma)^{197}_{80}\text{Hg}$	Sin Energía umbral	65 horas	γ (0,077)
		$^{202}_{80}\text{Hg}(n,\gamma)^{203}_{80}\text{Hg}$	Sin Energía umbral	46,9 días	γ (0,279)
Níquel	Ni	$^{58}_{28}\text{Ni}(n,2n)^{57}_{28}\text{Ni}$	12,09	36 horas	β^+ , γ (0,511; 1,37)
Nitrógeno	N	$^{14}_{7}\text{N}(n,2n)^{13}_{7}\text{N}$	11,31	10 minutos	γ (0,511)
Oxígeno	O	$^{16}_{8}\text{O}(n,p)^{16}_{7}\text{N}$	10,2	7,1 segundos	γ (6,13)
Fósforo	P	$^{31}_{15}\text{P}(n,\alpha)^{28}_{13}\text{Al}$	2	2,3 minutos	β^- , γ (1,78)
Potasio	K	$^{39}_{19}\text{K}(n,2n)^{38}_{19}\text{K}$	13,41	7,7 minutos	γ (0,511; 2,17)
Silicio	Si	$^{28}_{14}\text{Si}(n,p)^{28}_{13}\text{Al}$	3,99	2,3 minutos	γ (1,78)
Plata	Ag	$^{109}_{47}\text{Ag}(n,\gamma)^{110}_{47}\text{Ag}$	Sin Energía umbral	24 segundos	γ (0,66)

Figura 2-24. Sección eficaz de la reacción $^{14}\text{N}(n,2n)^{13}\text{N}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

Figura 2-25. Sección eficaz de la reacción $^{15}\text{N}(n,\gamma)^{16}\text{N}$ [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

En el caso de la activación del Nitrógeno, con neutrones rápidos $^{14}\text{N}(n,2n)^{13}\text{N}$ (figura 2-24) se produce aproximadamente una actividad específica 500 veces mayor (10,1 min), que con la reacción producida con neutrones térmicos $^{15}\text{N}(n,\gamma)^{16}\text{N}$ (figura 2-25), (7,36 segundos); ello se

debe a la excepcional baja sección eficaz del ^{15}N para neutrones térmicos (de 0,02 milibarns) y a su baja abundancia isotópica 0,37 %, por el contrario para el ^{14}N tiene una alta abundancia isotópica del 99,63% y una sección eficaz promedio para neutrones rápidos relativamente alta [Travesi 1975].

Figura 2-26. Sección eficaz de la reacción $^{19}\text{F}(n,p)^{19}\text{O}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

Figura 2-27. Sección eficaz de la reacción $^{19}\text{F}(n,\alpha)^{16}\text{N}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

Figura 2-28. Sección eficaz de la reacción $^{19}\text{F}(n,\gamma)^{20}\text{F}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

En el caso del ^{19}F , **figuras 2-26, 2-27 y 2-28** se observa que la sección eficaz de la reacción de captura depende enormemente de la energía del neutrón incidente, estando siempre por debajo de 1 barn.

Una vez determinada la sección eficaz de según cada una de las reacciones se hace necesario conocer los productos derivados de cada una de las reacciones.

El AAN no es válido si los productos de la reacción de captura no son isótopos radiactivos que puedan ser analizados, o si el tiempo de decaimiento es demasiado pequeño, el espectro de energías interfiere con otros productos originados en el bombardeo o por último si el producto de la reacción puede dar lugar a múltiples reacciones.

Según la probabilidad de que ocurra una reacción u otra, y de las características de los productos obtenidos, se deduce con que método de activación neutrónica se puede garantizar la viabilidad de la caracterización de los elementos, reduciéndose los AAN a dos técnicas principales: el análisis con detección de la radiación simultánea al bombardeo de los neutrones, como es el PGNA, y el AAN con emisión y

detección de los radionúclidos originados en el decaimiento luego del bombardeo con neutrones, o mediante los rayos gamma diferidos, siendo de importancia conocer el tiempo de decaimiento del producto, condicionando así el proceso de la medida [Castro-García 2012].

En lo que sigue se tratarán de un modo amplio los métodos posibles de AAN, dando una visión de conjunto de las posibilidades que ofrecen los métodos de activación. Existen diversas vías para clasificar los tipos de AAN, una de estas se basa en la forma en que se analizan los radionúclidos y distingue varios tipos de análisis.

2.3.1.1 AAN Radioquímico – RNAA (*Radiochemical Neutron Activation Analysis*)

Se utiliza donde los radionúclidos inducidos son enmascarados por la actividad de la matriz, la muestra radioactiva resultante se descompone químicamente y los radionucleidos son aislados por separaciones químicas en una o varias fracciones libres de interferencia de radiactividad, cada uno con relativamente pocos o con solo un radionucleído. Las técnicas de separación usadas más frecuentemente son: extracción líquida, intercambio iónico, precipitación, electrólisis y cromatografía.

Antes de la separación, las muestras han sido descompuestas químicamente, y para ello se usan varios ácidos (HNO_3 , H_2SO_4 , HF , HClO_4) o el quemado en atmósfera de oxígeno. A pesar de que el método tiene la ventaja de ser altamente sensible a muchos elementos y de gran precisión en la obtención de los datos, también tiene desventajas, ya que consume mucho tiempo, y los procesos radioquímicos pueden además ser muy complicados [Witkowska, Szczepaniak, & Biziuk 2005].

2.3.1.2 AAN – NAA (*Neutron Activation Analysis*)

El uso de neutrones destinado a la caracterización de materiales empezó en los años 30 [Kruger 1971], pero no fue sino desde finales de 1970, cuando se hizo énfasis en el AAN (NAA en inglés), habiendo sido esta técnica de análisis la más utilizada. Sin embargo, a pesar de que el método puede ser utilizado para determinar muchos elementos, la presencia de $^{27}_{13}\text{Al}$, $^{37}_{17}\text{Cl}$, $^{23}_{11}\text{Na}$ y $^{55}_{25}\text{Mn}$ pueden inhibir la determinación de varios radionúclidos de vida corta, debido al incremento de fondo de las

reacciones ${}^{27}_{13}\text{Al}({}^1_0\text{n},\gamma){}^{28}_{13}\text{Al}$, ${}^{37}_{17}\text{Cl}({}^1_0\text{n},\gamma){}^{38}_{17}\text{Cl}$, ${}^{23}_{11}\text{Na}({}^1_0\text{n},\gamma){}^{24}_{11}\text{Na}$, y ${}^{55}_{25}\text{Mn}({}^1_0\text{n},\gamma){}^{56}_{25}\text{Mn}$; esto es un problema en el momento de analizar muestras geológicas, de suelo y especímenes biológicos, pudiéndose determinar mediante la técnica AAN hasta 30 elementos [Landsberger 2011].

Como ya se explicó anteriormente, el AAN tiene dos etapas: producción de la actividad mediante la irradiación neutrónica, e identificación y medida. Debido a que todos los nucleídos de la muestra producen isótopos radiactivos, es preciso medir selectivamente la actividad del radionúclido o radionúclidos deseados en presencia de otras actividades, siendo complicada la espectrometría gamma, bien debido a emisores beta puros, o a la existencia de otras actividades predominantes que enmascaren la actividad deseada. En estos casos se debe recurrir al empleo de separaciones radioquímicas para aislar de forma conveniente la actividad deseada del resto, añadiendo una etapa más al análisis, la **figura 2-29** explica de forma esquemática el método por activación [Travesi 1975].

Figura 2-29. Esquema del método AAN (adaptado de [Travesi 1975])

2.3.1.3 AAN Instrumental o INAA (*Instrumental Nuclear Activation Analysis*)

En este método, la descomposición de la muestra no es necesaria, y los radionucleidos se determinan en base a la diferencia en la tasa de decaimiento, midiendo diferentes decaimientos utilizando detectores de alta resolución. El método no requiere de complicada manipulación, todos los problemas relacionados a la descomposición de las muestras y separación son evitados, y se pueden utilizar desde microgramos a kilogramos, lo cual permite obtener bajos límites de detección, por hasta 50 elementos [Witkowska, Szczepaniak, & Biziuk 2005].

2.3.1.4 *Análisis por Activación Neutrónica de Gammas Prontos – PGNAA (Prompt Gamma Neutron Activation Analysis)*

El análisis mediante gamma prontos precisa de una fuente de neutrones y un detector de rayos- γ ; los neutrones se moderan en sustancias ricas en hidrógeno ralentizándolos mediante dispersión elástica. La **tabla 2-18** muestra algunas reacciones y aplicaciones de acuerdo con la energía del neutrón incidente [Hee-Jung & Song 2009].

Esta técnica se basa en la reacción (n, γ) de captura de un neutrón por parte de un núcleo atómico y la emisión posterior de uno o más fotones de alta energía, ocurriendo el fenómeno cuando el neutrón es capturado por el núcleo atómico, quedando en estado excitado con una energía similar a la energía de ligadura del neutrón absorbido [Molnár 2004]. Permite realizar análisis de múltiples elementos cualitativamente y cuantitativamente, además de ser una técnica no destructiva. Se usa con especial interés en la detección de elementos livianos como H, B, C, N, Si, P, S y Cl.

Para el PGNAA se utilizan fuentes de $^{252}_{98}\text{Cf}$ o de emisores α pudiendo ser $^{241}_{95}\text{Am}$ o $^{238}_{94}\text{Pu}$, $^{239}_{94}\text{Pu}$ con blanco de ^9_4Be , como las descritas en el apartado 2.1.1.2. Para la detección de los elementos *H* y *N*, el $^{252}_{98}\text{Cf}$ es algo efectivo, pero la reacción alfa-Berilio es más útil para la detección de *O* y *C*, debido a la energía elevada de la fuente [Hee-Jung & Song 2009]

Tabla 2-18. Algunas reacciones nucleares en el análisis de varios materiales basado en γ y neutrones- (adaptado de [Hee-Jung & Song 2009])

ELEMENTO	REACCIÓN	ENERGÍA DEL PICO (KeV)	Energía del Neutrón	Área de Aplicación
H(1_1H)	$^1_1H(n,\gamma)^2_1H$	2223	Térmico	Drogas, Explosivos, Carbón
C(nat.)	-	4935	Térmico	Drogas, Explosivos, Carbón
C($^{12}_6C$)	$^{12}_6C(n,n'\gamma)^{12}_6C$	4439	Rápidos (>5MeV)	Drogas, Explosivos, Carbón
N(nat.)	-	5269, 5298 1885, 10830	Térmico	Explosivos
N($^{14}_7N$)	$^{14}_7N(n,\gamma)^{15}_7N$	5110, 2310, 1640	Térmico	Explosivos
	$^{14}_7N(n,n'\gamma)^{14}_7N$	2313, 5106, 7029	Rápidos (>3MeV)	Explosivos
O($^{16}_8O$)	$^{16}_8O(n,n'\gamma)^{16}_8O$	1755, 2742 6130, 6917, 7117	Rápidos (>7MeV)	Explosivos Drogas, cemento
Al($^{27}_{13}Al$)	$^{27}_{13}Al(n,\gamma)^{28}_{13}Al$	7724	Térmico	Minerales, Cemento Carbón
P($^{31}_{15}P$)	$^{31}_{15}P(n,\gamma)^{32}_{15}P$	3900	Térmico	Químicos Material Bélico
S(nat.)	-	841	Térmico	Cemento, Carbón
Cl(nat.)	-	1951, 1959	Térmico	Químicos, Material bélico, drogas
Cl($^{35}_{17}Cl$)	$^{35}_{17}Cl(n,\gamma)^{36}_{17}Cl$	6110	Térmico	Drogas
	$^{35}_{17}Cl(n,n'\gamma)^{35}_{17}Cl$		Rápido(>3MeV)	
As($^{75}_{33}As$)	$^{75}_{33}As(n,\gamma)^{76}_{33}As$	164	Térmico	
Fe($^{56}_{26}Fe$)	$^{56}_{26}Fe(n,\gamma)^{56}_{26}Fe$	7631	Térmico	Minerales, Cemento Carbón
Ti($^{48}_{23}Ti$)	$^{48}_{23}Ti(n,\gamma)^{49}_{23}Ti$	1381	Térmico	Carbón

2.3.1.5 Análisis por neutrones rápidos – FNA (Fast Neutron Analysis)

La activación con neutrones rápidos, obtenidos mediante la reacción (D-T) con el uso de un generador de neutrones pulsados, se provee con neutrones de 14 MeV, dando al paso e inicio de varias reacciones $((n,n'\gamma), (n,p\gamma), (n,\gamma), \text{etc.})$ en la sustancia objetivo que se encuentra bajo escrutinio, requiriendo de un mínimo de material. Los rayos- γ son detectados en centelladores como el de Germanato de Bismuto (BGO), el cual, durante los pulsos de neutrones en el objeto, ofrece un espectro de rayos- γ , compuesto por las reacciones $(n,n'\gamma)$ y $(n,p\gamma)$ en elementos tales como C y O, almacenando la información en la memoria del sistema de adquisición de datos. Algunos de los neutrones rápidos dentro del objeto pierden energía mediante colisiones, debido a la composición de elementos ligeros en el objeto cuando los neutrones tienen una energía $<1 \text{ eV}$, estos neutrones son capturados por elementos como H, N y Fe, mediante la reacción (n,γ) . La [tabla 2-19](#) indica los ratios y densidades de dos sustancias bajo análisis [[Vourvopoulos & Womble 2001](#)].

Tabla 2-19. Densidades y ratios de dos sustancias (adaptado de [[Vourvopoulos & Womble 2001](#)])

Densidad o ratio	H	C	N	O	Cl	C/O	C/N	Cl/O
Narcóticos	Alto	Alto	Bajo	Bajo	Medio	Alto >3	Alto	Muy alto
Explosivos	Bajo-Medio	Medio	Alto	Muy alto	Medio-nada	Bajo <1	Bajo <1	bajo-medio

La producción de neutrones de 14 MeV de la reacción $d(T, {}^1_0n)\alpha$, permite medir la concentración de varios elementos relevantes como C, N, O, H, Cl, mediante la interrogación con neutrones rápidos, los cuales pueden formar un vector característico e identificar un explosivo en particular mediante una clasificación patrón.

La detección de explosivos por interrogación neutrónica se estudia desde hace 50 años atrás, pero en los últimos 20 años se ha enfatizado su aplicación, en especial la detección de explosivos en equipajes y contenedores en puertos y aeropuertos. La utilización de esta tecnología para la identificación de explosivos mediante espectrometría gamma ya se ha venido haciendo desde hace varios años atrás, como tal es el caso

del aeropuerto de los Ángeles en donde se ha venido recopilando información del equipaje de los pasajeros que viajan a San Francisco [Lee et al., 1995].

La identificación de explosivos ocultos en el suelo es más difícil que la detección de explosivos en equipajes, debido a que los constituyentes del suelo interfieren con la señal, debilitándola, por lo que el espectro de rayos gamma desde explosivos en equipajes podría probablemente ser significativamente diferente en comparación con el de minas enterradas en el suelo cuando son irradiadas con neutrones rápidos. Ello es debido al enorme efecto que llega a tener la moderación de los neutrones en el suelo; la distribución monoenergética de neutrones rápidos incidentes desde la fuente es transformada en un complejo espectro de energías, dependiente del tiempo que los neutrones tardan en alcanzar el explosivo, conduciendo a ratios significativamente diferentes de las tasas de las reacciones nucleares que se pueden obtener en ausencia del suelo. Además, la atenuación de los rayos gamma en el suelo afecta la importancia de la aplicabilidad de la reacción en particular [Faust et al., 2011].

El método es de baja resolución si se usan detectores de alto Z de BGO o gadolinio (GSO). Identificando la sustancia mediante el examen de los ratios atómicos, se llega a la conclusión de qué tipo de sustancia puede ser. Como ejemplo, se cita el ratio de los átomos de carbono y oxígeno (C/O), tomando en cuenta la intensidad de los rayos gamma de ambos elementos se efectúa la medición mediante los ratios atómicos, según se ve en la **tabla 2-20**, donde se ha efectuado la medición mediante el uso de neutrones rápidos en tres explosivos [Vourvopoulos & Womble 2001].

Tabla 2-20. Medidas de los ratios de los elementos en tres explosivos
(adaptado de [Vourvopoulos & Womble 2001])

Material	Medida	
	C/O	N/O
C-4	0,74	1
C-4	1,11	0,5
TNT	0,56	1,2

2.3.1.6 Análisis por Neutrones Térmicos – TNA (Thermal Neutron Analysis)

En esta técnica los neutrones térmicos moderados inciden en el objeto a inspeccionar, y la captura de los rayos gamma resultantes proporciona información de la detección. Mediante el uso de una fuente isotópica de neutrones como $^{252}_{98}\text{Cf}$ o un acelerador de iones con blanco de tungsteno para la producción de neutrones mediante la reacción $D(d,n)^3_2\text{He}$ o $^9_4\text{Be}(^2_1\text{H},n)^{10}_5\text{B}$, los neutrones producidos son ralentizados al promedio de las energías $0,0253\text{ eV}$; cuando estos neutrones lentos interactúan con las sustancias, estas emiten rayos gamma característicos, siendo los gamma de interés de $10,83\text{ MeV}$ para el $^{14}_7\text{N}$ y de $2,223\text{ MeV}$ para el ^1_1H . Una serie de detectores registran las firmas obtenidas y reconstruyen una imagen de la densidad del elemento [Lee et al., 1995]. La técnica se está desarrollando en una variedad de aplicaciones como en análisis en la minería del carbón, la detección de contrabando y de sustancias ilícitas.

En el trabajo realizado por Aksoy se preparó una instalación que consistía de un blindaje esférico de fibra de vidrio de 120 cm, rodeando a una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de 16Ci, empleando como colimador-moderador parafina en mezcla del 5% en peso de carbonato-Litio (Li_2CO_3) (figura 2-30), para suprimir la producción de rayos gamma por captura neutrónica en el polietileno debido a su contenido de hidrogeno [Aksoy et al., 1994].

Figura 2-30. Esquema del diseño de la instalación para análisis por activación con neutrones térmicos (adaptada de [Aksoy et al., 1994])

El análisis por activación con neutrones térmicos como método instrumental, también se realiza con fuentes isotópicas de laboratorio, tal como se expone en el trabajo realizado por Abdulkadir Aksoy (1994), quien mediante una fuente isotópica de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de 16Ci, caracteriza trazas de manganeso, $^{55}_{25}\text{Mn}$ industrialmente importante por proporcionar ductilidad al acero además de ser un desoxidante, se encuentra presente en proporciones que oscilan de 0,2% a 1,6%, afectando la estructura cristalina del metal, ya que, cuando el porcentaje aumenta incrementa también la dureza y fragilidad [Aksoy et al., 1994].

El radioisótopo de $^{56}_{25}\text{Mn}$ es formado por la reacción $^{55}_{25}\text{Mn}(n,\gamma)$, el cual decae emitiendo un gamma bien definido de 847 keV, con una vida media de 2,582 horas. El proceso se realizó durante 9 vidas medias (aproximadamente 24 h), con 6 muestras puras de manganeso de varios pesos irradiados y la actividad inducida fueron contadas durante 3 vidas-medias, lográndose observar los espectros del material buscado (figura 2-31) en este caso del $^{56}_{25}\text{Mn}$ [Aksoy et al., 1994].

Figura 2-31. Espectro del $^{56}_{25}\text{Mn}$ en una muestra de acero SS-304. Las líneas correspondientes al $^{56}_{25}\text{Mn}$ son de 847 keV, producidas vía activación con neutrones térmicos mediante la reacción $^{55}_{25}\text{Mn}(n,\gamma)$ (adaptada de [Aksoy et al., 1994])

En las conclusiones del trabajo de Aksoy, los contenidos de manganeso varían en el rango de 0,32% a 1,33%, lo cual demuestra

según el autor, que el método es eficiente para caracterizar y analizar muestras con contenido de manganeso, obteniendo una muy buena precisión del contenido y su peso [Aksoy et al., 1994].

2.3.1.7 AAN Epitérmico– ENAA (*Epithermal Neutron Activation Analysis*)

El AAN Epitérmico (ENAA – *Epithermal Neutron Activation Analysis*), es un método en el que las muestras son irradiadas con un flujo de neutrones epitérmicos, o de energía media también llamados de resonancia (de 0,4 eV a 1 MeV). Esto se logra reduciendo la energía de los neutrones de alta energía, cubriendo la muestra con hojas de $^{113}_{48}\text{Cd}$, o colocándola en una capsula de boro. En irradiaciones en reactores nucleares, que contienen una mezcla de neutrones de distintas energías, la actividad total producida por la reacción (n, γ) es producida por neutrones térmicos y de resonancia. En general se suele emplear un comparador, irradiando la muestra y el comparador de forma simultánea, con lo que mejora en muchos casos la sensibilidad con respecto a la que se obtendría con una simple activación térmica. Al producirse una mayor actividad específica del elemento irradiado, este método es interesante ya que la actividad del nucleído producido por la reacción (n, γ) depende de la sección eficaz térmica, y también de la integral de resonancia, así como de la relación de flujos térmicos y de resonancia [Landsberger et al., 2006].

2.3.1.8 *Análisis con Neutrones Rápidos (FNA – Fast Neutron Analysis) / Térmicos (TNA – Thermal Neutron Analysis)*

En la exploración petrolífera, la ratio *Carbón/Oxígeno (C/O)*, es una medida de saturación. En la industria del carbón, elementos como el cloro y azufre son medidos de forma rutinaria mediante la interrogación neutrónica. Dependiendo de la sustancia química que se desea medir, se pueden utilizar neutrones de varias energías. En muchas de las aplicaciones actualmente en uso, las fuentes para la producción de neutrones $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ y $^{252}_{98}\text{Cf}$, pueden excitar los elementos (H, C, S, Fe) mediante captura neutrónica. Sin embargo, hay otros elementos como C y O que necesitan neutrones de energías de varios MeV más que los que emiten las fuentes radiactivas, por lo que, para satisfacer esto se utiliza un generador de neutrones pulsados mediante la reacción Deuterio –

Tritio, generando neutrones de 14 MeV. En general, los rayos- γ obtenidos se pueden detectar con detectores de centelleo de BGO [Vourvopoulos & Womble 2001].

Entre los métodos más comúnmente utilizados en este tipo de aplicaciones se encuentran el análisis con neutrones térmicos y rápidos, siendo el FNA complementario ayudando a proporcionar información adicional a la hora de utilizar el método de análisis con neutrones térmicos. El FNA requiere de neutrones cuya energía sea de 14 MeV, preferiblemente generado de la reacción D-T, donde las reacciones como dispersión inelástica ($n, n'\gamma$), o las reacciones inducidas ($n, p\gamma$), ($n, \alpha\gamma$), son las más utilizadas. En principio, la interrogación por neutrones rápidos, puede medir la concentración relativa de varios elementos relevantes, tales como C, N, O, H, Cl, cuales pueden formar un vector característico para identificar un explosivo particular según su diseño patrón [Faust et al., 2011].

En el trabajo realizado por A. Faust (2011), se utiliza el método del análisis por neutrones térmicos complementando con el análisis de neutrones rápidos. Ayudado con simulación en MCNP se diseñó un prototipo (figura 2-32), en el que además utiliza en conjunto el método de la partícula asociada, permitiendo conocer con exactitud el lugar donde se encuentra el material interrogado (figura 2-33) [Faust et al., 2011].

Figura 2-32. Prototipo TNA con detectores de LaBr3 y NaI(Tl) (adaptada de [Faust et al., 2011])

Figura 2-33. Método partícula asociada - esquema (adaptada de [Faust et al., 2011])

2.3.1.9 AAN Cíclica- CNAA (*Cyclic Neutron Activation Analysis*)

El AAN Cíclico (CNAA – *Cyclic Neutron Activation Analysis*), es una técnica que utiliza muy eficientemente una fuente de neutrones pulsada de bajo rendimiento y de corta vida radiactiva para propósitos analíticos. Es un método en el cual la muestra es repetidamente irradiada, decaída y contada durante un número de ciclos n , procediendo a su activación en repetidas ocasiones, donde el espectro de rayos gamma después de cada lectura o irradiación es añadido a la suma total para dar un espectro total. La repetición en cada irradiación puede continuar hasta que la actividad acumulada de los nucleídos de larga vida sea muy elevada [Givens et al., 1970].

2.3.1.10 Método de la partícula asociada

Este método consiste en la detección de la radiación gamma característica del elemento irradiado con neutrones de una determinada energía, y la detección de las partículas alfa, registrando el intervalo de tiempo entre cada uno de los detectores. Este intervalo de tiempo determina una coordenada del punto de ubicación, de donde proceden

los rayos gamma detectados, dando la localización del elemento en cuestión. El trabajo realizado por Yu Aleksakhin (2013), indica el método de la técnica de la partícula asociada, al indagar melanina bajo el agua, según el prototipo mostrado en la [figura 2-34](#) [Aleksakhin et al., 2013].

Figura 2-34. Prototipo de un módulo portable para un sistema de detección de explosivos (adaptada de [Aleksakhin et al., 2013])

La concentración de los núcleos en los ratios de N, O y C (N/O, C/O, N/C), son diferentes en explosivos que en sustancias ordinarias, según se puede ver en los picos generados ([figura 2-35](#)) y su espectro ([figura 2-36](#)) [Aleksakhin et al., 2013].

Figura 2-35. Picos característicos del material irradiado de composición de C, N y O, además de la ubicación del material indagado (adaptado de [Aleksakhin et al., 2013])

El espectro contiene rayos- γ característicos en la composición elemental de la sustancia irradiada y su contenido cuantitativo. La conclusión del autor de este trabajo es que el método por medio de la partícula asociada permite obtener no solo la cantidad y tipo de elemento indagado, sino, también su ubicación [Aleksakhin et al., 2013].

Figura 2-36. Rayos- γ característicos de $E_\gamma = 4,43$ MeV (C), $E_\gamma = 5,10$ MeV (N) y $E_\gamma = 6,13$ MeV (O) (adaptada de [Aleksakhin et al., 2013])

2.4 Detección de sustancias ilícitas

En la investigación criminal se acude a la química analítica, pero muchas veces los problemas enfrentados son variados, especiales, y difíciles para analizar con métodos clásicos, ya que estos resultan inoperantes, sea por el pequeño tamaño de la muestra (miligramos o menos), o porque se debe conservar la muestra como prueba. El transporte de drogas ha mostrado una tendencia al incremento durante la última década, requiriendo el desarrollo de métodos rápidos de detección no destructivos, no únicamente para la inspección de contenedores de carga, camiones y equipajes en aeropuertos, siendo el AAN una opción en la detección [Király et al., 2004].

Los casos de tráfico de sustancias ilícitas han hecho que se dé más énfasis en cómo combatir este fenómeno. En los últimos años los estados han pedido al OIEA que preste asistencia a las autoridades nacionales, regionales e internacionales y dar énfasis en la prevención logrando la detección de sustancias ilícitas [Thorstensen 1996].

Explosivos y narcóticos contienen varios elementos químicos en su composición tales como hidrógeno, carbono, nitrógeno y oxígeno dentro

de su estructura distinguibles de otras sustancias que son inocuas [Vourvopoulos & Womble 2001]. Altos valores de estos elementos alertan de la presencia de un explosivo o de algún tipo de sustancia estupefaciente como la cocaína, metanfetaminas, etc., los análisis basados en técnicas nucleares han sido propuestos para un escaneo rápido en los equipajes de los aeropuertos en la búsqueda de estas sustancias ilegales ocultas con solo medir la concentración de estos elementos, como se puede evidenciar en la **tabla 2-21**, que incluye la composición de algunas sustancias ilícitas [Sabogal-Carmona 2010; Grodzins 1991; Takahashi et al., 2011].

Tabla 2-21. Composición de algunas sustancias ilícitas (adaptado de [Takahashi et al., 2011])

Material	Composición	Denominación
RDX	$C_3H_6N_6O_6$	Ciclotrimetiltrinitramina
TNT	$C_7H_5N_3O_6$	Trinitrotolueno
COCAÍNA	$C_{17}H_{21}NO_4$	Benzoilmetilecgonina

Neutrones y rayos- γ son capaces de penetrar espesores gruesos, y por ello permiten conocer el contenido de forma no intrusiva, desde equipajes de viaje en aeropuertos hasta contenedores marítimos en puertos. Los elementos, al interactuar con neutrones de baja energía emiten rayos- γ característicos que son su huella digital dando a conocer la sustancia investigada, los neutrones se han utilizado por décadas en la exploración petrolera midiendo el ratio C/O para detectar la saturación de hidrocarburos, y en las minas de carbón para conocer la concentración de azufre y cloro en las betas antes de ser explotadas [Vourvopoulos & Womble 2001].

2.4.1 Drogas

La adicción a las drogas representa un problema de gran magnitud para las naciones y se hace necesaria la lucha, no solo para eliminar los problemas de salud que conlleva, sino además los problemas sociales que lo acompañan. La cocaína está entre las drogas que mayor impacto tiene en la sociedad; este es un alcaloide que aumenta la concentración de dopamina en los centros de recompensa cerebrales, reduce la

somnolencia, proporciona concentración, incrementa el estado de alerta y es un estimulante neuropsicológico [Palomino 2008].

Existen dos problemas importantes en el control de drogas, la fabricación de medicamentos falsificados y su desviación a la distribución clandestina. Las nuevas drogas como las anfetaminas, tranquilizantes y alucinógenos crean un difícil problema a la hora de ser identificados por los organismos legales. El AAN ha demostrado que puede lograr la identificación de los elementos presentes en las drogas [Reynolds et al., 1967], ya que su composición se encuentra H, N, C y O distinguibles de otros elementos orgánicos de similares composiciones, como se observa en las fracciones atómicas que se incluyen en la [tabla 2-22](#), diferenciándose claramente de otras sustancias [Király et al., 2002]. Estos elementos se pueden medir y distinguir de otros por medio de técnicas neutrónicas, y dependiendo del elemento se utilizan neutrones de varias energías, siendo las fuentes más útiles las de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ y $^{252}_{98}\text{Cf}$ para producir neutrones y por captura excitar los materiales analizados [Vourvopoulos & Womble 2001].

Tabla 2-22. Fracciones atómicas de algunas sustancias

Fracciones atómicas típicas de algunas drogas			
	C/O	C/H	C/N
Cocaína	4,25	0,81	17,00
Morfina	5,67	0,89	19,00
Heroína	4,20	0,91	21,00
LSD	20,00	0,80	6,67
Nitroglicerina	0,33	0,60	1,00
PETN	0,42	0,63	1,25
TNT	1,17	1,40	2,33
TETRYL	0,88	1,40	1,40
Azúcar	1,09	0,55	-
Alcohol	2,00	0,33	-
Polietileno	-	0,50	-
Seda	2,00	0,62	1,60
Madera	1,83	0,71	-
Melanina	-	0,50	0,50

Procesar y fabricar drogas requiere de plantas base que en su estado natural son inofensivas, incluso utilizadas por algunas etnias,

como la hoja de coca [Palomino 2008]. Ninguna droga puede producirse sin ayuda de químicos, dichas sustancias en ciertos casos son legales, permitiendo su adquisición, referenciando dos tipos de químicos utilizados en su elaboración, precursores como solventes, reactivos o catalizadores que se usan en producción, fabricación y preparación de psicotrópicos incorporando en su estructura molecular el producto final, y el segundo tipo es el específico que se usa en la producción, fabricación, extracción y preparación [CICAD 2004].

2.4.2 Explosivos

Los explosivos son sustancias químicas inestables en los enlaces de sus moléculas, experimentando reacciones rápidas de disociación ante estímulos externos. Esta reacción oxido-reducción se induce de forma térmica súbita, llamada detonación, lo que produce gases a muy alta presión y temperatura, generando ondas de compresión recorriendo el medio circundante, transformando la energía química contenida en el explosivo en energía mecánica debido a la onda de compresión [Bernaola-Alonso, Castilla-Gómez, & Herrera-Herbert 2013]. Algunas minas tienen una masa < 50 gramos, con poco o nada de metal, mientras en su fracción atómica de hidrógeno para algunos explosivos plásticos son altos (24% a 35%), sugiriendo la detección de este elemento como firma característica [Király et al., 2004].

La velocidad de detonación (VOD) es uno de los parámetros utilizados para clasificar un explosivo, siendo el principal, considerándose explosivo de detonación elevada a aquellos que llegan a velocidades de 2500 a 8000 m/s, siendo el poder de una sola carga de 25000 MW, por ejemplo, un litro de un moderno explosivo puede expandirse en un volumen de 1000 litros en un milisegundo, creando presiones en el terreno en el orden de 10000 MPa (1450000 psi), con temperaturas en el rango de 1650 a 3870 °C. Los principales parámetros que influyen en el rendimiento y selección de un explosivo son:

- Energía efectiva
- Velocidad de detonación
- Densidad
- Presión en la detonación

- Sensibilidad
- Resistencia al agua
- Características físicas
- Características del humo
- Periodo de conservación [Sharma 2000].

Energía efectiva

La energía explosiva siempre se desperdicia, por lo que es más realista expresar la fuerza de la explosión en términos de la cantidad de energía que se puede disponer. Este parámetro se denomina energía efectiva, y lo utilizan la mayoría de las empresas en minería al comparar las fuerzas explosivas. Se define como la energía total liberada por los gases explosivos a medida que se expanden desde la detonación inicial, hasta cuando la capacidad del gas disminuye, a medida que desciende la presión de confinamiento (100 MPa) o “presión de corte”. Los fabricantes usan sus propios métodos para determinar la energía en los explosivos, utilizando como un parámetro llamado *energía efectiva relativa del peso*, a la energía efectiva de un explosivo en comparación con la energía efectiva de un peso igual de ANFO estándar es decir en densidad 94% Nitrato de Amonio y 6% de combustible [Sharma 2000].

Velocidad de detonación

La velocidad de detonación se refiere a la reacción de detonación que se extiende mediante una columna de explosivo, sea en cartucho o en el barreno, esta característica es la más importante del explosivo, ya que cuanto más grande sea la velocidad de detonación, mayor será la potencia del explosivo. En general los explosivos se clasifican en:

- Deflagrantes: cuando la velocidad es por debajo de 1000 m/s.
- Detonantes de bajo régimen: de 1000 m/s a 1800 m/s (transición entre deflagración y detonación).
- Detonantes de régimen normal: de 1800 m/s y 5000, en esta clasificación están casi todos los explosivos industriales.
- Detonantes de alto régimen: superior a 5000 m/s, estos son los explosivos de uso militar; esto se puede traducir en la voladura de rocas como un efecto fuerte, de impacto triturador, pero como efecto deflagrador es limitado.

Los parámetros que dan el paso de deflagración a detonación son:

- Tamaño de grano, el polvo requiere de poco confinamiento.
- Masa del explosivo, a mayor masa más probable la detonación.
- Velocidad de combustión, favorece a una mayor presión.
- Resistencia y masa de confinamiento.
- Sensibilidad al choque del explosivo, cuanto mayor sea la sensibilidad menor será la presión necesaria para que se inicie la detonación [Linares Carrasco 2013].

Densidad

La densidad determina el peso de la carga por cada metro del orificio [Sharma 2000].

Presión de detonación

Indica la habilidad de un explosivo para producir una gran fragmentación [Sharma 2000].

Sensibilidad

Se refiere a lo fácil para detonar un explosivo por calor, fricción o golpe, y la habilidad de propagar esa detonación [Sharma 2000].

Resistencia al agua

Las explosiones suelen ser medios húmedos, siendo la resistencia al agua del explosivo muy importante [Sharma 2000].

Características físicas

Las características físicas de un explosivo pueden ser importantes de acuerdo con el manejo y carga dentro de los barrenos [Sharma 2000].

Característica del humo

Los gases producto de la detonación del explosivo consisten de dióxido de carbono no tóxico, nitrógeno y vapor, sin embargo, pequeñas cantidades de gases tóxicos son además producidos, los principales son el monóxido de carbono y el óxido de nitrógeno [Sharma 2000].

Periodo de conservación

El deterioro y duración es afectada por las condiciones del clima, por ejemplo, productos con nitroglicerina son los más susceptibles al deterioro durante el almacenamiento [Sharma 2000].

Existen gran variedad de explosivos y combinaciones, todos constituidos en porcentajes variados de Hidrógeno, Carbono, Oxígeno y Nitrógeno, que dependiendo del explosivo varían, presentando abundancia con el Hidrógeno y Oxígeno, y en menor concentración Carbono y Nitrógeno. En la **tabla 2-23**, se puede ver la composición de algunos explosivos [Maučec & De Meijer 2002].

Los explosivos tienen dos principales componentes el detonador y el explosivo, el sistema detonante puede ser un tubo de metal con explosivo primario, mientras que el agente explosivo es una sustancia nitrogenada actuando como agente de unión y el oxígeno como oxidante. Las propiedades de los explosivos limitan su empleabilidad reduciendo su uso, además de la detección del sistema explosivo, como la caracterización de sus materiales mediante el análisis de 4 factores, geometría, densidad, composición y emisión [Hussein & Waller 1998].

Tabla 2-23. Composición de los explosivos más comunes (adaptada de [Maučec & De Meijer 2002])

Nombre	Composición	Densidad (g/cm³)
Nitrato de Amonio	$H_4N_2O_3$	1,73
RDX	$C_3H_6N_6O_6$	1,806
EGDN	$C_2H_4N_2O_6$	1,49
PETN	$C_5H_8N_4O_{12}$	1,773
Nitrocelulosa (NC)	$C_6H_8N_2O_2$	1,66
Nitroglicerina (NG)	$C_3H_5N_3O_9$	1,13
TNT	$C_7H_5N_3O_6$	1,654

Geometría

Los explosivos plásticos se pueden moldear en diversas formas, siendo su detección por este factor ineficiente, pero puede alertar de la presencia de elementos auxiliares del sistema explosivo (detonadores o cables) siendo no definitivo su acierto [Hussein & Waller 1998].

Densidad

Los explosivos tienen densidades de 1,2 a 2 g/cm³, ubicándose encima de muchas sustancias comunes y debajo de los metales, lo cual tiene ventaja cuando se aplican métodos de atenuación como un flujo de fotones (rayos-X) o neutrones [Hussein & Waller 1998].

Composición

Explosivos sólidos o líquidos, al ser sometidos al calor experimentan una descomposición rápida (gases), expandiendo y liberando energía en forma de calor, siendo en consecuencia componentes variados, estando en la mayoría de los agentes explosivos de forma exclusiva los elementos H, C, N y O, que no se encuentran de forma habitual en materiales comunes, siendo esto un indicador de la presencia de algún tipo de sustancia explosiva pero no siempre. Por ejemplo, el cloro forma parte de explosivos de alto desempeño, aluminio, magnesio o zinc se emplean como reductores incrementando la potencia explosiva [Hussein & Waller 1998].

Emisión

Por su composición y otras propiedades, la presión de vapor de muchos explosivos es baja, por lo que la detección de explosivos mediante la emisión de vapores está condicionada por ser necesario tomar una muestra y verificar la presencia de nitrógeno [Hussein & Waller 1998].

2.4.2.1 Clasificación de explosivos

Durante muchos años, los cartuchos cilíndricos se consideraban explosivos ideales, sin embargo, ahora se clasifican grupos teniendo en cuenta su influencia, densidad de carga, velocidad de detonación en función del cartucho y el diámetro crítico. En el primer grupo se incluye una variedad de explosivos orgánicos como TNT, RDX, HMX y mezclas; en el segundo grupo destacan mezclas de explosivo con un constituyente combustible como ANFO, además de incluir explosivos puros como el Mononitrato de Hidracina (HN), nitroguanidina (NG), nitrato de amonio (AN), dinitrotolueno (DNT), dinitrofenol (DNP) y perclorato de amonio (AP) [Boileau & Meyer 2009]. De todos los explosivos químicos, los siguientes son de importancia:

Nitrato de amonio (NH_4NO_3), es una sustancia higroscópica, que se disuelve en agua muy fácilmente; es un producto no inflamable, incoloro, contiene 34,98% de nitrógeno. Bajo calor externo se descompone térmicamente y puede adquirir cualquier forma geométrica, encontrándose en disposición en forma de pastillas, se utiliza de forma masiva en la industria agrícola como fertilizante, debido a su alto contenido de nitrógeno, además, se usa como zeolita para refinación del petróleo, y como explosivo al combinarlo con algún hidrocarburo tomando el nombre de ANFO (*Ammonium Nitrate Fuel Oil*, 95% nitrato de amonio 5% hidrocarburo), al usarlo como este último, posee un volumen de explosión en gases de 980 litros/kg, y es un explosivo considerado artesanal [Meyer, Köhler, & Homburg 2007; Alfonso et al., 2013].

RDX o ciclotrimetilentrinitramina ($\text{C}_3\text{H}_6\text{N}_6\text{O}_6$), es un explosivo llamado nitroamina, utilizado de forma masiva en aplicaciones militares e industriales. Tiene variantes como la **Ciclotrimetileno-trinitramina**, que posee una velocidad de detonación confinado de 7800 m/s con una densidad de 1,65 g/cm³; su versión más popular en aplicaciones militares es el C-4, el cual posee 90% de RDX y 10% plástico del tipo poliisobutileno (polímero vinílico) [Meyer, Köhler, & Homburg 2007].

TNT o trinitrotolueno ($\text{C}_7\text{H}_5\text{N}_3\text{O}_6$), en varios grados de pureza se encuentra definido por puntos de solidificación del material, siendo puro o isómero de dinitrotolueno. Es aromático, cristalino de color amarillo, en mezcla con nitrato de amonio se obtiene **AMATOL**, que tiene un contenido en nitrógeno del 18,50%, y un volumen de gases en la explosión de 825 litros/kg [Meyer, Köhler, & Homburg 2007].

2.5 Métodos Monte Carlo

Los métodos de Monte Carlo han sido utilizados cerca de un siglo para solventar varios problemas numéricos, habiendo sido de uso muy limitado hasta la llegada en las últimas décadas de computadoras digitales de bajo costo y con inmenso poder de cálculo. Hoy, los métodos Monte Carlo dominan muchas áreas de la ciencia e ingeniería, debido ampliamente a su habilidad para tratar problemas complejos que previamente podían ser únicamente solventados por métodos deterministas, ahora los métodos Monte Carlo son usados de forma

rutinaria por quienes trabajan en un amplio rango de cuantitativas disciplinas [Dunn & Shultis 2010].

El método Monte Carlo es muy diferente del método determinista de transporte, el más común de los cuales es el método de ordenadas discretas, que resuelve la ecuación de transporte para el comportamiento promedio de partículas, en contraste con el método de Monte Carlo que obtiene respuestas mediante simulaciones de partículas individuales y registra algunos aspectos o “*tallies*” de su comportamiento promedio. No solo los métodos de Monte Carlo y Determinista son vías muy diferentes de solventar problemas, sino que incluso dan soluciones diferentes; mientras el método determinista solicita información completa por ejemplo del flujo, en todas las fases del problema, Monte Carlo suple la información de ese problema solicitando *tallies* específicos al usuario [Goorley 2014].

Las entradas o parámetros iniciales establecidos para el método determinista darán como resultado iguales salidas o resultados, donde solo puede ser válido para sistemas no caóticos disminuyendo la propagación de errores, mientras que el método Monte Carlo solventa problemas mediante simulación de variables aleatorias [Goorley 2014].

2.5.1 Código MCNP

El código de Monte Carlo MCNP (*Monte Carlo N-Particle Transport*) fue desarrollado en los Estados Unidos, por Los Alamos National Laboratory (LANL), durante la segunda guerra mundial, publicándose en 1949 [Metropolis & Ulam 1949].

Actualmente lo mantiene y desarrolla LANL, el código es reconocido para análisis del transporte de neutrones y rayos- γ (NP, *Neutral Particles*) mediante métodos Monte Carlo (MC), pudiendo tratar el transporte de neutrones, rayos- γ y partículas secundarias resultantes de la interacción con los neutrones. Puede tratar además el transporte de electrones, fuentes primarias y secundarias de electrones, creados en la interacción con los rayos- γ . Las unidades en MCNP son: longitud (cm), energía (MeV), tiempo en movimientos (10^{-8} s), densidad atómica (átomos $\cdot$ barn $^{-1}\cdot$ cm $^{-1}$), densidad (g $\cdot$ cm $^{-3}$) y sección eficaz (barnios) [Shultis & Faw 2006].

MCNP es un código de transporte que se basa en métodos de Monte Carlo y puede ser usado en varios modos de transporte de partículas, ya sean únicamente neutrones, protones, electrones, o una combinación neutrón/protón, donde los fotones son producidos por interacción con neutrones, neutrón/fotón/electrón, fotón/electrón o electrón/fotón [Goorley 2014]. El régimen de energía del neutrón que puede considerarse va desde 10^{-11} MeV a 20 MeV para todos los isótopos y sobre 150 MeV para algunos isótopos, el régimen de la energía del fotón es desde 1 keV a 100 GeV, y el régimen de la energía del electrón es de 1 keV a 1 GeV [Goorley 2014].

El usuario puede crear un archivo de entrada que puede ser subsecuentemente leído por el código. Estos archivos contienen información acerca del problema en áreas como:

- Especificación de la geometría
- Descripción de materiales y selección de secciones eficaces evaluadas.
- Locación y características del neutrón, fotón o fuente de electrones.
- La respuesta (*tally*) deseada, y cualquier técnica de reducción de varianzas utilizada para mejorar la eficiencia [Goorley 2014].

MCNP actual se ejecuta en Windows o en LINUX [Schwarz, Schwarz, & Carter 2011].

2.5.1.1 Estructura del archivo de entrada en MCNP

Un archivo de entrada de MCNP tiene la estructura que se muestra en la **tabla 2-24**. También hay muestras de archivos de entrada en los ANEXOS. Las líneas del archivo de entrada tienen un máximo de 80 columnas y los comandos nemotécnicos empiezan a partir de las 5 primeras filas. El formato del texto es libre, con uno o más espacios separando ítems en una línea. Los caracteres alfabéticos pueden ser letras mayúsculas, minúsculas o una mezcla; para dar continuación de una fila con la siguiente se usa el símbolo “&” al final, cuando se desea poner alguna anotación [Shultis & Faw 2006].

Tabla 2-24. Estructura de archivo de entrada MCNP general

Línea en blanco (opcional)
Una línea indicando el nombre del archivo
Tarjetas de celdas (“cell cards” relacionado con las “surface cards”)
...(especificación de cada celda)
<ul style="list-style-type: none"> • Número de celda • Número de material • Densidad del material • Superficies que conforman la celda • Importancia de la celda • \$ comentarios (opcional)
<i>Espacio en blanco</i>
Tarjetas de Superficies (“surface cards” conformar celdas)
<i>Espacio en blanco</i>
Tarjetas de datos
<ul style="list-style-type: none"> • Materiales • Término fuente • Contabilizadores “Tallies” • Parámetros de control
Numero de historias
Impresión etc.,

2.5.1.2 Especificaciones de la geometría

MCNP trata problemas de geometría ante todo en términos de regiones o volúmenes encerrados por superficies de primer y segundo orden; las celdas se definen por intersecciones, uniones y regiones complementos. Contiene materiales definidos por el usuario. MCNP usa 3 dimensiones (x, y, z) en un sistema de coordenadas cartesianas, especificando todas dimensiones en centímetros. Todos los espacios están compuestos de volúmenes o celdas, cada celda está encerrada por una, múltiples o por infinitas superficies; cada celda y superficie es dada por el usuario con un único identificador numérico [Shultis & Faw 2006].

2.5.1.3 Tally

Las *tallies* se usan para especificar lo que se desea obtener del cálculo, en la superficie, en la celda, un punto el flujo, etc., esto mediante la solicitud por parte del usuario de una *tally* en concreto. El código no requiere de alguna *tally* específica para correr casos, pero entonces no suministrará ninguna información, contabilizará o arrojará resultados, emitiendo mensajes de advertencia. La [tabla 2-25](#), indica algunas de las *tallies* más comunes utilizadas [Pelowitz, Fallgren, & McMath 2014].

Tabla 2-25. *Tallies* más comunes y su descripción de uso

Mnemotécnico Tally	Descripción
F1:<pl>	Fluencia en superficie
F2:<pl>	Flujo en superficie
F4:<pl>	Longitud recorrida estimada del flujo en la celda
F5a:N o F5a:P	Flujo en un punto (punto detector)
F6:<pl>	Longitud recorrida estimada de la energía depositada
F7:N	Longitud recorrida estimada de la energía depositada de fisión
F8:<pl>	Distribución de la energía de pulsos creados en un detector

2.5.1.4 Celdas y superficies

Las celdas son volúmenes que se definen combinando las superficies con operadores booleanos (intersecciones antes que uniones). Cada celda se identifica con un número, y además estas pueden estar rellenas de un material o de vacío.

Las superficies se definen mediante los coeficientes de sus ecuaciones analíticas, identificándose con un número, pudiendo ser infinito. Excepto para los toroides y esferas, se divide en dos regiones positiva y negativa. La información y especificación de las superficies se puede ver en la [tabla 2-26 \[Pelowitz, Fallgren, & McMath 2014\]](#).

La primera entrada en cualquier tarjeta de celda es un número asignado por el usuario, empleando las primeras cinco columnas de la tarjeta. La segunda entrada es el número de la celda material que corresponde a un número de la tarjeta material dentro de la tarjeta de datos en el archivo de entrada. Si la celda está ocupada por el vacío, se inserta un “0” como número del material; para una celda con un valor distinto de “0” como número de material, seguidamente se incluye el valor de la densidad del material. Las siguientes entradas incluyen una lista de superficies, que proveen una completa especificación de la geometría de la celda; opcionalmente, después de la descripción de la geometría, se pueden ingresar los parámetros de la celda [\[Pelowitz 2011\]](#).

Tabla 2-26. Índice de la especificación de superficie y su información
(adaptada de [Pelowitz, Fallgren, & McMath 2014])

Mnemotécnico	Descripción
SUPERFICIES DEFINIDAS POR ECUACIONES	
p	Plano general
px, py, pz	plano normal (ejes x, y, z)
so	esfera (centrada en el origen)
s	esfera (general)
sx, sy, sz	esfera (centrada en los ejes x, y, z)
c/x, c/y, c/z	Cilindro (paralelo a los ejes x, y, z)
cx, cy, cz	cilindro (en los ejes x, y, z)
k/x, k/y, k/z	cono (paralelo al eje x, y, z)
sq	Elipsoide, hiperboloide, paraboloides (ejes paralelos a x, y, z)
gq	Cilindro, cono, elipsoide, hiperboloide, paraboloides (ejes no paralelos a x, y, z)
tx, ty, tz	Toro elíptico o circular (ejes paralelos a x, y, z)
x, y, z	superficies de ejes asimétricos definidos por puntos

2.5.1.5 Especificación de los materiales

El comando “material” especifica la composición isotópica de los materiales de las celdas y las evaluaciones de las secciones eficaces que serán utilizadas. Un material puede estar constituido por un solo isótopo o mezcla de isótopos del mismo elemento o una mezcla de varios elementos, donde que para un mismo material se deben utilizar las mismas unidades, no pudiendo mezclarse fracciones en peso (w/o) con las fracciones atómicas (a/o). Algún material puede llevar incluido el tratamiento S(α , β) destinado a materiales en donde existían procesos de dispersión como por ejemplo en el polietileno, donde se coloca el identificador poly.o1t al final del material, con ello considera la dispersión de los neutrones térmicos en el hidrógeno, indicando al código que trate al hidrógeno como ligado en el material en lugar de tratarlo como un gas libre [Shultis & Faw 2006].

MCNP utiliza distintos tipos de librerías de datos nucleares, incluyendo un fichero llamado XSDIR con las direcciones de las tablas de secciones eficaces. El código utiliza secciones eficaces continuas en energía, aunque también maneja multigrupos. Contempla la generación fotonuclear y la posibilidad de combinar en uso de tablas de datos de los modelos físicos. En los últimos años se han publicado varias librerías de datos de secciones eficaces neutrónicas. Estas librerías son el JENL-3.3

(Mayo 2002), FENDL-2.1 (Diciembre 2004), JEFF 3.1 (Mayo 2005) y ENDF/B-VII.0 (Diciembre 2006) [Palermo, 2014].

2.5.1.6 FMESH

La tarjeta FMESH permite al usuario definir una malla superpuesta sobre la geometría que se realiza, de manera que los resultados son descritos en un archivo de salida diferente al que contiene las salidas de las *tallies*, encontrándose definido como MESHTAL. La respuesta estima por defecto el flujo de partículas sobre una malla o celda específica en unidades de partículas/cm²; también, si antecede un asterisco (*), los resultados se multiplicaran por el peso de la energía siendo sus unidades MeV/cm² [Pelowitz, Fallgren, & McMath 2014].

FMESH se puede utilizar en combinaciones de tallies DE, DF, FC, FM y TR, pero a diferencia de las salidas otras salidas, solo permite obtener un conjunto de resultados por malla simulada.

En el capítulo 3, la figura 3-49, figura 3-71 y figura 3-87, sus respuestas fueron obtenidas mediante la tarjeta FMESH y las gráficas logradas en *SigmaPlot 14.0*.

Tabla 2-27. Macrobodyes de MCNP (adaptada de [Shultis & Faw 2006])

INDICE DE LA INFORMACIÓN Y ESPECIFICACIÓN DE SUPERFICIES	
Mnemotécnico	SUPERFICIES DEFINIDAS POR MACROCUERPOS
box	Caja ortogonal orientada arbitrariamente (Esquinas de 90°)
rpp	Paralelepípedo rectangular
sph	Esfera
rcc	Cilindro circular
rhpy o hex	Prisma hexagonal
rec	Cilindro elíptico
trc	Cono truncado
ell	elipsoide
wed	Cuña
arb	Poliedro arbitrario

2.5.1.7 Macrocueros o “Macrobodyes”

MCNP tiene una vía alterna para definir celdas y superficies, mediante el uso de “macrocueros”, que pueden ser mixtos definiendo

celda y superficie en uno, pudiendo utilizarse para cualquier superficie estándar, por ejemplo, *tallies*, celdas definidas, fuentes definidas, etc., donde los macrocuerpos para su definición requieren de parámetros, como su vector posición y tamaño. El uso de macrocuerpos facilita la especificación de la geometría. Se pueden visualizar los comandos de los macrocuerpos en la [tabla 2-27 \[Shultis & Faw 2006\]](#).

2.5.1.8 *Especificación del término fuente*

El código MCNP permite al usuario especificar una amplia variedad de fuentes. La fuente y tipo de radiación de la partícula se especifica con el comando SDEF; este comando tiene muchas variables o parámetros que se utilizan para definir todas las características de las fuentes en el problema [\[Shultis & Faw 2006\]](#).

La fuente está definida por su forma y dimensiones, dirección de las partículas producidas (isotrópica, unidireccional, distribución angular), espectro de energía, sitio de inicio y tiempo de emisión. Los cálculos de transporte comienzan con una fuente que puede ser el comando SDEF (fuente fija general) o un comando KCODE (fuente de criticidad). En los cálculos con el comando SDEF, la fuente fija muestreada nunca cambia, y en cambio en los cálculos de criticidad la fuente cambia de un ciclo a otro, donde los neutrones que mueren en un ciclo produciendo fisiones suministran la fuente de fisión al nuevo ciclo.

2.5.1.9 *VISED como un visualizador*

Este visualizador empezó a desarrollarse en 1992 por los usuarios de MCNP, pero no fue sino hasta 1997 cuando se dio a conocer por vez primera, para quienes requerían un instrumento que fuese capaz de dar una visualización de los archivos de entrada programados. Esta herramienta forma parte ahora del paquete del código MCNP como VISUAL EDITOR, permitiendo desde 2007 adaptarla a los trabajos con MCNPX [\[Schwarz, Schwarz, & Carter 2011\]](#).

VISED permite modificar la vista de la geometría, permitiendo directamente dar información del modelo, a través de una ventana de trazado, dando la opción al usuario de crear de forma interactiva el archivo de entrada. Esta herramienta posee las siguientes opciones:

- Visualizar la geometría en 2D o 3D y de ver trazos de la partícula.
- Verificar y trazar puntos de la fuente.
- Mientras se visualiza, se puede construir la geometría dinámicamente.
- Capacidad de edición del archivo de entrada, así de como los materiales e importancias.
- Da la opción de ver la trayectoria de la partícula, secciones transversales y recuentos.
- Asistente en facilitar la creación de geometrías con bases definidas, así como las celdas.
- Puede importar y convertir archivos CAD de un archivo de entrada.

2.5.1.10 MCNP6.1

La versión MCNP6.1 incluye capacidades del MCNP5 y MCNPX, y ciertas características mejoradas como:

Físicas:

- Incorpora librerías de datos para el transporte de iones ligeros.
- Transporte de partículas cargadas en geometrías de mallas no estructuradas.
- Producción de fotones de Cherenkov y la física de la refracción/reflexión para que sean visibles los fotones.
- Producción de partículas y su correlación con el decaimiento radiactivo.
- Producción de partículas inmediatas y su correlación.
- Producción y decaimiento de las partículas alfa y su física.

Fuentes:

- Mejor control en el uso de fuentes de decaimiento espontáneo.
- Adición de iones pesados a la fuente de radiación cósmica estándar.
- Relaciona archivos de datos de 3 fondos cósmicos y terrestres.

Posee además un *tally* que modeliza detectores de imagen Compton.

Capítulo 3

Materiales, métodos y resultados

3 MATERIALES MÉTODOS Y RESULTADOS

3.1 Introducción

Fuentes de neutrones como las de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ son empleadas en aparatos de medición, como ejemplo para conocer el perfil del suelo, su humedad, y como fuente principal de neutrones en la mayoría de los centros de investigación. Esta fuente en particular emite neutrones desde 0,5 MeV a 11,5 MeV, y comparada esta fuente polienérgica con otras conocidas como la de $^{252}_{98}\text{Cf}$, tiene la ventaja de ser económica y poseer un periodo de vida mucho más grande en comparación a la del $^{252}_{98}\text{Cf}$ y $^{238}_{94}\text{Pu}$ [Hee-Jung & Song, 2009].

Las técnicas de detección de sustancias mediante interacción con neutrones ya tienen un rol establecido en la estimación de las trazas y elementos en muestras complejas. La reacción nuclear más frecuentemente utilizada es la (n,γ) , donde los elementos son bombardeados con neutrones térmicos produciendo isótopos, los mismos poseen una sección eficaz alta para neutrones de baja energía (de 0,1 a varios miles de barns). Tomando como ventaja esta alta sensibilidad de los elementos para reaccionar con neutrones de baja energía, es posible determinar desde trazas hasta grandes volúmenes de los elementos examinados, pero para una mejor selección de la reacción nuclear es necesario considerar la información de los isótopos, como el tipo y la energía emitida por el radioisótopo producido.

Trabajos realizados por varios autores como Buffler (2004) y Alfonso (2013), al utilizar neutrones térmicos en sus experimentos, hacen énfasis en que aumentan la detección de elementos de interés como el nitrógeno e hidrógeno de algunas sustancias. Para incrementar la sección térmica del espectro, como medio moderador se utilizan materiales que contengan hidrógeno en su constitución química, como ejemplo el polietileno, especialmente el polietileno de alta densidad o HDPE, ayudando de esta manera en la termalización de los neutrones rápidos [MacFarlane, 2010], pero también se menciona que al intentar obtener espectros más detallados de otros elementos tal es el caso del carbono y oxígeno, necesariamente se requiere de neutrones rápidos en la

interacción, encontrándose estos cuatro elementos en distinta proporción en explosivos y en drogas, requiriéndose de sistemas mixtos a la hora de caracterizar dichas sustancias [Dunn et al., 2007].

En este trabajo fueron simuladas varias configuraciones, mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNP6.1, algunos modelos fueron replicados en la sala del Laboratorio de Medidas Neutrónicas (LMN) del Departamento de Ingeniería Energética (DIE) de la Universidad Politécnica de Madrid (UPM), y con el uso del equipo adecuado, fueron comparados con los resultados obtenidos mediante el código.

Los sistemas que fueron modelizados y experimentados se muestran en adición a los métodos de AAN de Gammas Prontos (PGNAA – *Prompt Gamma Neutron Analysis Activation*) y AAN (NAA – *Neutron Activation Analysis*) utilizados. En alegato al presente Capítulo 3, se mencionará de forma breve el método de detección, además de cómo sus instrumentos o materiales son utilizados para el propósito en sí del AAN, esto como un preámbulo antes de proceder con la explicación en detalle de cada uno de los trabajos teóricos y ensayos realizados durante la presente Tesis Doctoral.

3.1.1 Principios básicos y método para la detección de sustancias mediante la interacción con neutrones

Se debe conocer en la detección de sustancias mediante interacción neutrónica, de forma elemental, primero el material a ser analizado, segundo la fuente con que se cuenta, sea isotópica o generador de neutrones, y tercero la electrónica asociada al detector con el que se pretende analizar la muestra, en donde que, para realizar el análisis cualitativo y cuantitativo, se deben tener claros ciertos aspectos, tales como la interacción del neutrón con la materia, cual es la probabilidad más alta de ocurrencia de una reacción (sección eficaz), sea con neutrones de baja o de alta energía, para los elementos que van a ser indagados, así como la electrónica y su funcionamiento asociada al fenómeno de la detección.

El primer aspecto a tener en cuenta se asocia al neutrón y a su interacción con los núcleos produciéndose una reacción nuclear para

formar un núcleo compuesto, el cual se desintegra inmediatamente (en $\approx 10^{-14}$ s); siendo la probabilidad de interacción dependiente de la energía cinética del neutrón incidente. En general, los neutrones al no poseer carga no requieren vencer la fuerza de repulsión de los núcleos, por lo que las reacciones tienen una alta probabilidad de ocurrir. El tipo de reacción producida captura de neutrones, transmutación, dispersión inelástica, o fisión, depende en esencia de la energía del neutrón incidente y del núcleo bombardeado.

Las reacciones de captura (n, γ), son más probables con neutrones de baja energía, y al incrementarse la energía cinética del neutrón decrece la probabilidad de producir una reacción de captura. Los neutrones térmicos de muy baja energía cinética son capaces de formar núcleos compuestos con energías de excitación de 6 MeV a 8 MeV, suministrada de forma íntegra a expensas de la energía de ligadura del neutrón. Siendo la reacción (n, γ) la más común en la activación con neutrones y la más probable de ocurrir. En esta reacción un neutrón de baja energía es capturado por el núcleo con la emisión de un rayo gamma inmediato a la captura (gamma pronto); un ejemplo se observa en la **reacción 3-1**:

Reacción 3-1

Si bien se puede observar que la captura del neutrón produce un isótopo radiactivo del mismo elemento blanco incrementando su peso atómico en una unidad, la reacción de captura sin embargo no siempre conduce en todos los casos a la formación de un isótopo radiactivo, pues algunos elementos presentan una serie sucesiva de isótopos estables, como es el caso del calcio, cuyos isótopos de masa 42, 43 y 44 son estables, donde solo la reacción con el último nucleido conducirá a la formación de un nucleido radiactivo, según se aprecia en la **reacción 3-2**:

Otro tipo importante de reacciones con neutrones es la transmutación, en la cual el núcleo absorbe un neutrón y emite una partícula cargada, generalmente un protón (n, p), obteniéndose en estos casos un producto de la reacción que es químicamente distinto al original, facilitando la separación del producto mediante métodos

químicos; como ejemplo se puede tener las siguientes **reacción 3-3** y **reacción 3-4**

Las reacciones de fisión solo tienen lugar con los elementos más pesados del sistema periódico, resultando en la rotura del núcleo en dos fragmentos de gran tamaño, con la emisión de dos o más neutrones de gran energía cinética, siendo de interés en el análisis por activación, como reacción productora de neutrones en los reactores nucleares, una de las principales fuentes de neutrones utilizadas en análisis por activación.

Si la energía del neutrón alcanza 2–3 MeV, las reacciones de transmutación tipo (n,p) (n, α) llegan a ser muy probables, en especial con nucleidos de bajo peso atómico [Travesi, 1975].

El segundo aspecto a tener en cuenta es la tasa de producción de una reacción nuclear, es decir el número de reacciones nucleares producidas por unidad de tiempo, la cual es una función que depende de la probabilidad de que una partícula incidente reaccione con el núcleo, evaluada a través de la sección eficaz, la cual depende del tipo de partícula, de su energía y de la reacción nuclear considerada.

Al número de partículas que inciden por unidad de superficie y de tiempo se denomina tasa de fluencia, flujo de partículas o intensidad del haz, refiriéndose normalmente a los neutrones lentos o moderados que se dirigen a la muestra irradiada procedentes de todas las direcciones como flujo, y empleando intensidad del haz para dar más énfasis a los neutrones rápidos o partículas cargadas que interaccionan con la muestra desde una sola dirección, donde ambos términos se puede decir que son equivalentes. También se puede decir que el flujo se puede definir como el número de neutrones que atraviesan una superficie de un centímetro cuadrado durante un segundo o $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$.

Siendo el flujo neutrónico homogéneo y constante en el tiempo, y si atraviesa una capa monoatómica de materia que contiene N núcleos por centímetro cuadrado, el número de reacciones nucleares que ocurren

en un centímetro cuadrado es X , se puede definir como sección eficaz a la probabilidad de que ocurra esta reacción nuclear, o al cociente entre el número de reacciones producidas y el número total de casos posibles dado por $N \cdot \phi$ o, según se ve en la **ecuación 3-1**:

$$\sigma = \frac{X}{N \cdot \phi} \quad \text{o} \quad \frac{n^{\circ} \text{ de reacciones producidas}}{n^{\circ} \text{ total de casos posibles}} \quad \text{Ecuación 3-1}$$

Siendo las unidades 1 barnio = 10^{-24} cm^2

Con este antecedente en el método, se debe mencionar que existen elementos en la naturaleza que presentan una mezcla de isótopos y los productos de la reacción nuclear con cada isótopo pueden ser radiactivos, se puede obtener una sección eficaz de activación para cada isótopo, distinguiéndose cada uno de sus productos por sus diferentes periodos de semidesintegración y energías de las radiaciones emitidas, obteniéndose la sección eficaz de activación de cada elemento a partir de las secciones eficaces de cada isótopo y su respectiva abundancia isotópica, siendo igual a la sección eficaz de absorción.

Los valores de las secciones eficaces varían no solo con el tipo de reacción nuclear, sino también para una reacción nuclear dada varían en función de la energía cinética de la partícula incidente, existiendo una energía umbral mínima de la partícula incidente por debajo de la cual no se produce reacción nuclear alguna y cuando la energía cinética aumenta por encima de la energía umbral se incrementa el valor de la sección eficaz hasta alcanzar un máximo a partir del cual el valor de la sección eficaz para la reacción nuclear considerada empieza a disminuir al seguir aumentando la energía de las partículas, empezando a incrementarse los valores de las secciones eficaces de otras reacciones nucleares energéticamente posibles que se encuentran compitiendo con la primera.

En general, las secciones eficaces con neutrones alcanzan sus valores máximos para neutrones de muy bajas energías, con los neutrones térmicos. A medida que aumenta la energía de los neutrones la sección eficaz decrece en forma lineal (escala logarítmica) o según la ley del inverso de la velocidad ($1/v$), donde a medida que la velocidad de los neutrones es mayor, el tiempo que los neutrones permanecen dentro del campo de acción de las fuerzas nucleares del núcleo disminuyen, siendo su probabilidad de ocurrencia menor. Cuando se incrementa la

energía cinética del neutrón, en muchos casos aparecen los máximos de resonancia, elevándose de forma brusca el valor de la sección eficaz para un determinado valor de la energía de los neutrones. Estos máximos de resonancia se relacionan con la formación de núcleos compuestos.

Dentro del método se encuentra la selección del tiempo de irradiación, donde la máxima actividad que es posible producir al irradiar con un flujo dado de neutrones viene asociada por la actividad de saturación, para la que se equilibran la producción del radionucleído y su desintegración. La duración de la irradiación para alcanzar la actividad de saturación depende del periodo de semidesintegración del radionucleído producido, de manera que irradiando por una longitud de tiempo igual a cinco periodos de semidesintegración se produce el 97% de la actividad de saturación (tabla 3-1 y figura 3-1), siendo deseable alcanzar este límite, en especial para determinar elementos trazas. El prolongar la irradiación más allá de estos límites no aporta ventaja alguna, pues no incrementa la actividad del radionucleído a determinar, sino al contrario puede producir graves inconvenientes, aumentando la actividad de otros radionucleidos de periodos más largos que existan en la muestra, además de aumentar el nivel total de actividad de la misma.

Por ello, es recomendable irradiar el menor tiempo posible compatible con la concentración del elemento en la muestra y con la precisión y sensibilidad de la determinación, dependiendo esencialmente del número de cuentas medidas y también de la eficiencia del equipo de medida.

En el método, además se debe conocer que al irradiar un elemento monoisotópico con un flujo de neutrones de energía determinada se produce una reacción característica, teniendo alguna probabilidad según su sección eficaz, en donde que, en el caso de existir varios isótopos del mismo elemento, cada uno sufrirá una reacción nuclear según corresponda con su sección eficaz, produciendo un radionúclido de características propias bien definidas [Urdaniz & Real 2004].

Como ya se detalló en el capítulo 2 (ecuación 2-6) para conocer el número de átomos radiactivos existentes en el instante de tiempo t , a

partir de la irradiación, se debe resolver la siguiente **ecuación 3-2**, relacionando la actividad del isótopo radiactivo en el tiempo t :

$$A_t = N \cdot \phi \cdot \sigma (1 - e^{-\lambda \cdot t}) \quad \text{Ecuación 3-2}$$

Donde:

- A_t es la actividad producida del isótopo en cuestión, cuyas unidades son desintegraciones por segundo (Bq).
- N es el número de átomos del núcleo bombardeado que se encuentran presentes en la muestra siendo $N = \frac{6,02 \times 10^{23} \cdot W \cdot \theta}{M}$, donde $6,02 \times 10^{23}$ es el número de Avogadro, W es el peso del elemento existente en la muestra irradiada expresada en gramos, θ la abundancia isotópica del isótopo que sufre la reacción nuclear expresada en tanto por uno y M es el peso atómico del elemento considerado.
- σ la sección eficaz de activación para el isótopo considerado, expresado en barnios.
- ϕ es el flujo de partículas que bombardean cuyas unidades serán $[\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$
- $(1 - e^{-\lambda \cdot t})$ llamado factor de saturación, donde al aumentar el valor de t hasta el infinito, el valor $e^{-\lambda \cdot t}$ tenderá a cero y el resultado de la saturación puede llegar a alcanzar la unidad, conociendo que la ley de desintegración radiactiva viene expresada en $\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}$.

Conocido esto, se dice que el factor de saturación es la relación de la actividad producida en un tiempo t , con respecto a la que se produciría en un tiempo infinito de irradiación, siendo la máxima que podría producirse, llamándose actividad de saturación según la **ecuación 3-3**:

$$A_s = N \cdot \phi \cdot \sigma \quad \text{Ecuación 3-3}$$

En conclusión, en el método se considera la *ecuación general de activación*, la cual expresa la actividad absoluta generada durante la irradiación de W gramos de un elemento. La actividad de saturación en función del tiempo de irradiación, expresado tomando como unidad de

tiempo el período de semidesintegración, se puede observar en la [tabla 2-12](#) y representado en la [figura 2-17](#) del capítulo 2.

Se destaca en el método la selección del detector, mencionando que en este trabajo se ha utilizado el detector de centelleo de NaI(Tl), debido a su alta luminosidad para caracterizar el espectro, buena eficiencia para las altas energías de rayos gamma, tiempo de resolución, buena robustez, relativo bajo coste, además de no requerir de refrigeración para su funcionamiento; ventajas todas ellas que motivaron su uso [Bystritsky et al., 2013; Hakimabad et al., 2007]. La [figura 2-12](#) en el [capítulo 2](#) indica un esquema del detector de NaI(Tl), y la [figura 3-1](#) la fotografía del detector utilizado.

Figura 3-1. Detector centellador de yoduro de sodio de Ø3" x 3" con su fotomultiplicador montado en un trípode, utilizado en los experimentos de este trabajo (Fotografía obtenida de la sala del LMN-UPM)

La elección de este detector se debe especialmente a su resolución que puede llegar a ser del 8,0% (52,96 keV) para los 661,7 keV del fotón gamma del $^{137}_{55}\text{Cs}$, para un cristal de Ø2" x 2", siendo ligeramente mejor para tamaños más pequeños. A pesar de que el espectro del NaI(Tl) es inferior en comparación al detector de HPGe, esta eficiencia de detección, particularmente en la región de alta energía es varias veces mejor que en el detector de HPGe, según se ve en la [tabla 3-1](#) [Alfassi & Chung 1995].

Tabla 3-1. Resolución fotopicos de energía de varios detectores inorgánicos utilizando **PGNAA** (adaptado de [Alfassi & Chung 1995])

Tipo de detector y tamaño (Diámetro y altura)	Resolución: FWHM (keV) en			
	122 keV	661,7 keV	1332 keV	10829 keV
HPGe (Ø2"x2,3")	0,8	1,2	1,8	6
NaI (Ø2"x2")	23	53	75	214
BGO (Ø2"x2")	40	85	125	450

Se selecciona un detector inorgánico compuesto por una sola sal alcalina, como en este caso el NaI, ya que a diferencia de los detectores orgánicos, el alto Z (53) del yodo ayuda a obtener una muy buena eficiencia para la detección de los rayos gamma, mientras que en los detectores orgánicos, debido a que las interacciones entre sus moléculas son débiles, permiten solo una observación del orden de pocos eV [Knoll 1999].

La selección del NaI se debe a que es un monocristal esto para obtener transparencia, haciendo inservibles al detector las reflexiones y absorciones en las caras del cristal; el que esté dopado con Talio ayuda a aumentar la probabilidad de emisión de fotones y a reducir la autoabsorción de luz. Esta impureza que se encuentra agregada en el cristal, llamada activador, proporciona estados discretos de energía en el hueco, dando la emisión de luz entre los estados del activador haciendo que en el NaI la longitud de onda cambie de 303 nm del cristal puro a 410 nm del cristal con impurezas. Esta absorción a esta energía no se produce en el NaI (Tl) pues los niveles fundamentales del activador no se encuentran poblados y el cambio de longitud de onda del ultravioleta al visible permite aprovechar la región de máxima sensibilidad de los tubos fotomultiplicadores [Knoll 1999].

3.1.2 Proceso de ajuste y calibración del equipo de espectrometría gamma

Para realizar espectrometría gamma se requiere primero calibrar en energía y eficiencia el equipo de detección de NaI(Tl). La calibración asigna un valor de energía a cada canal o posición de memoria del

analizador multicanal o MCA, mediante fuentes isotópicas de emisión de energías conocidas, o con fuentes que abarquen el rango de energías a estudiar, permitiendo correlacionar el número del canal con la energía del fotón, según se muestra en la **figura 3-2**

Figura 3-2. Calibración del detector NaI(Tl) de Ø3" x 3" para la energía del $^{137}_{55}\text{Cs}$ – 661,7 keV (Captura de pantalla obtenida del computador de la curva realizada mediante el software GENIE-2000 en el LMN-UPM)

Para la calibración del sistema de detección, se utilizó una fuente patrón que contiene 4 radionúclidos emisores gamma, acondicionada en un filtro de cartucho de carbón activado SAIC-0750-18, estos elementos se encuentran indicados en la **tabla 3-2**.

Esta fuente, con fecha de medida 30 de junio de 1998, fue cedida por el CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas) al LMN, las energías de emisión de estos elementos se relacionaron con los canales indicados en el reporte del GENIE-2000. Estos emisores y son adecuados para la calibración en energías, ya que estos isótopos en particular emiten fotones gamma característicos muy bien definidos según se puede apreciar en la **figura 3-3** para el caso del

$^{137}_{55}\text{Cs}$ y $^{60}_{27}\text{Co}$, siendo ideales para calibración en energía [Gilmore, 2008], con la calibración del equipo en energía, se determina la ganancia del sistema y del amplificador lineal [Laili et al., 2016].

Tabla 3-2. Informe técnico de radionucleidos emisores-y acondicionada en un cartucho de carbón activado SAIC-0750-18, fecha de medida 30 de junio de 1998 (Adaptado de – CIEMAT-EG-TS-101)

Elemento	Energía gamma en keV	$T_{1/2}$ años	Incertidumbre $\pm$	gammas/segundo – fecha de medida 1998	gammas/segundo – fecha actual 2019
$^{137}_{55}\text{Cs}$	661,7	30,2	1,7	809,2	504,7
$^{60}_{27}\text{Co}$	1173,2 1332,5	5,27	1,6 1,6	310,5 310,5	20,76 20,76
$^{133}_{56}\text{Ba}$	81 276,4 302,7 355,9 383,7	10,5	4,5 5,8 4,5 3,0 6,0	189,4 36,1 93,8 321,7 49,2	48,7 9,29 24,13 82,76 12,66
$^{152}_{63}\text{Eu}$	121,8 244,7 344,3 778,8 867,4 964 1112 1407,9	13,3	5,2 5,4 3,5 3,5 5,0 4,6 3,6 3,4	183,6 44,1 167,8 82,0 24,8 96,3 91,9 143,9	62,86 15,10 57,45 28,07 8,49 32,97 31,46 49,27

El pulso de tensión se amplifica y es medido en un Analizador de Espectros Digital o DSA (Digital Spectrum Analyzer) figura 3-4, el proceso de conversión analógico-digital se realiza en el Analizador Multicanal (MCA), mediante su interfaz GENIE-2000, el cual es un software comercial para espectroscopia que digitaliza las señales mostrando en la pantalla del ordenador las medidas, como el número de fotones observados en función del número de canal.

Figura 3-3. Desintegración $^{137}_{55}\text{Cs}$ y $^{60}_{27}\text{Co}$ (Adaptada de [Gilmore, 2008])

Figura 3-4. Analizador de Espectros Digital (DSA) + Analizador Multicanal (MCA) e interfaz GENIE 2000 instalado en la PC (Fotografía obtenida del LMN-UPM)

El software GENIE 2000 es un equipo con la capacidad de adquirir y analizar espectros como un analizador multicanal (MCA) analógico, sus funciones incluyen un MCA digital, visualización y manipulación del espectro, análisis del espectro básico y su reporte; el mismo permite localizar y elegir los picos representativos ayudando a comparar los valores de energía con la información obtenida por el informe, según se puede ver en la figura 3-5. Además, incluye el análisis completo del espectro para espectroscopia alfa y gamma, GENIE-2000 posee un software integrado llamado InSpector-2000, con el cual se puede simular la adquisición de datos como si fuese un MCA o analizador multicanal

real, con sus respectivos ajustes de trabajo y adquisición de datos [Laili et al., 2016].

```

*****
***** P E A K   L O C A T E   R E P O R T *****
*****
Detector Name:  DETECTOR
Sample Title:   Sample title.
Peak Locate Performed on: 29/01/2019 10:07:42
Peak Locate From Channel: 1
Peak Locate To Channel: 8192
Peak Search Sensitivity: 4.00

```

Peak No.	Centroid Channel	Centroid Uncertainty	Energy (kev)	Peak significance
1	84.51	0.1726	92.40	8.94
2	96.33	0.1990	102.20	5.20
3	109.77	0.1359	113.33	9.35
4	136.20	0.2102	135.24	4.08
5	150.46	0.1572	147.06	7.43
6	163.33	0.1692	157.72	6.73
7	195.75	0.1240	184.58	10.74
8	234.37	0.1392	216.58	4.30
9	264.24	0.1993	241.34	5.15
10	285.61	0.1067	259.05	6.83
11	392.16	0.1667	347.35	4.42
12	411.67	0.1050	363.52	8.68
13	469.15	0.1561	411.15	4.47
14	528.53	0.1042	460.36	7.22
15	576.21	0.1202	499.87	7.25
16	606.26	0.1061	524.77	8.39
17	738.92	0.0691	634.70	5.57
18	897.16	0.1216	765.84	5.44
19	945.41	0.0971	805.82	6.16
20	1090.85	0.1176	926.34	5.24
21	1135.97	0.1235	963.73	4.29
22	1281.17	0.0888	1084.06	5.40
23	1337.05	0.0939	1130.36	6.86
24	1447.53	0.0973	1221.91	5.64
25	1668.38	0.0808	1404.93	7.89
26	1814.78	0.0937	1526.25	6.57
27	1878.15	0.0892	1578.77	4.61
28	1961.72	0.0828	1648.02	5.79
29	2137.98	0.1006	1794.08	4.36
30	2243.26	0.1069	1881.33	4.23
31	2652.88	0.0917	2220.78	4.76
32	3431.80	0.0880	2866.26	4.85

? = Adjacent peak noted

Errors quoted at 1.000 sigma

Figura 3-5. Reporte generado por GENIE-2000 (obtenido del LMN-UPM)

El GENIE-2000 se asocia al equipo Analizador Digital de Espectros o DSA-1000 procesando la información obtenida del detector de centelleo pudiendo ser de HPGe, NaI(Tl), Si(Li), CdT o de Cd(Zn)Te, convirtiendo a la computadora en una estación de trabajo de espectrometría completa. El DSA-1000, a diferencia de los sistemas de espectrometría analógicos no es propenso a la inestabilidad ambiental y la velocidad de recuento,

que requerían un ajuste continuo del subsistema de procesamiento de señales, reduciéndose estos problemas en el DSA-1000 de forma drástica; minimizando la cantidad de circuitos analógicos resulta en una mayor estabilidad, precisión, reproduciendo mejor los espectros visualizados con el GENIE-2000 [Canberra Industries, 2005].

Mediante este reporte se localizan y eligen los picos de energía comparando los valores con los datos indicados en el informe técnico de referencia, seleccionando las energías más próximas, con ello el sistema nos arroja una ecuación lineal la misma que permite sustituir de acuerdo al canal de interés, según se observa la curva de calibración obtenida en la [figura 3-6](#).

Figura 3-6. Curva de calibración en energía (Captura de pantalla obtenida del computador del LMN-UPM)

A la hora de seleccionar las energías se debe considerar que existen otras estructuras que son observables como por ejemplo con el $^{137}_{55}\text{Cs}$, donde se debe tener en cuenta el borde Compton, que es de 477 keV.

Además, dependiendo de la disposición geométrica del sistema detector-fuente-blindaje, existirá un fotópico de 185 keV aproximadamente llamado pico de *backscatter* o retrodispersión, esto se encuentra asociado a la dispersión Compton.

Con la calibración en energía, se procede a calcular en eficiencia el detector de NaI(Tl), obteniendo el área bajo la curva para cada pico de energía de los elementos patrón utilizados en la calibración, como se observa en el ejemplo de la **figura 3-7**, donde utilizando la información dada por el GENIE-2000 y utilizando la **ecuación 3-4**, se procede a calcular en eficiencia cada elemento.

Figura 3-7. Área bajo la curva del $^{137}_{55}\text{Cs}$ (5740) utilizado para calibrar en eficiencia al detector, mediante el GENIE-2000 (Captura de pantalla obtenida del computador del LMN-UPM)

$$\varepsilon = \frac{\text{Cuentas/segundo}}{\gamma/\text{segundo}} \quad \text{Ecuación 3-4}$$

$$\varepsilon = \frac{5740/3600}{504,7} = 0,003159$$

Donde Cuentas/segundo es el resultado del área bajo la curva del elemento patrón para el tiempo de medida (3600 segundos), y

gammas/segundo es la emisión gamma a valor actual del elemento, como ejemplo eficiencia para el pico del $^{137}_{55}\text{Cs}$. Con los valores de eficiencia de detección para cada elemento patrón utilizado, se realiza una curva de calibración.

Una vez obtenida la eficiencia para cada elemento patrón, los valores correspondientes se agregan en el sistema para obtener la curva de calibración en eficiencia, según se puede observar en la **figura 3-8**, donde se puede ver que la eficiencia disminuye según aumenta la energía del isótopo.

Figura 3-8. Curva de calibración en eficiencia obtenida mediante el GENIE-2000 (Captura de pantalla obtenida del computador del LMN-UPM)

Al interaccionar el fotón con el cristal del detector de NaI(Tl) este transfiere toda su energía ya sea por absorción fotoeléctrica, producción

de pares o parte de su energía por dispersión Compton a un electrón, convirtiendo su energía cinética en luz al chocar con los átomos, por lo tanto, cuanto mayor sea la energía del electrón, más luz se creará.

Al tubo fotomultiplicador o PMT, se le aplica una alta tensión convirtiendo en el fotocátodo todos los fotones de luz en fotoelectrones, transformándose en corriente eléctrica mediante un sistema de multiplicación electrónica en los dinodos, y considerando que todos los fotones luminosos llegan casi instantáneamente al PMT, se crea una corriente combinada que produce un pulso de corriente mayor, convirtiéndose en pulso de tensión cuya altura es proporcional a la energía del fotón primario incidente en el cristal [Gilmore, 2008].

Para la ejecución de este trabajo se utilizó un detector centellador de NaI (Tl) Ø3" x 3", un analizador multicanal (MCA) y su software asociado instalado en el computador del LMN-UPM.

3.1.3 AAN mediante Rayos Gamma Prontos

Para detectar sustancias mediante métodos no intrusivos, están siendo desarrolladas nuevas técnicas, como la detección de sustancias mediante rayos gamma prontos, basado en la detección y análisis de los rayos gamma emitidos cuando los neutrones, generalmente termalizados en un medio altamente hidrogenado, interaccionan con las sustancias que se analizan [Qing et al., 2015], requiriendo para ello un mínimo de flujo de neutrones térmicos del orden de $10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ obteniendo de esa manera un espectro visible, dependiendo siempre de la capacidad en resolución del detector a emplear, en la mayoría de los casos se emplea los detectores de centelleo de NaI(Tl) para rayos-γ [Bedogni et al., 2017].

Actualmente se vienen realizando avances tecnológicos, especialmente en el desarrollo de generadores compactos de neutrones, con esto han abierto una vía para el uso del método PGNA, el cual es una importante herramienta para el análisis en especial porque el proceso de análisis es no destructivo, pudiéndose aplicar en varias áreas tales como la educación, investigación, industria, medicina, arqueología, etc. [Bergaoui et al., 2014].

La principal ventaja de los métodos por AAN y en especial el método PGNAA, es la ausencia de carga eléctrica en los neutrones, y ya que estos no son afectados por el campo atómico de repulsión de coulomb, poseen con ello una alta capacidad de penetración en la materia. Por lo tanto, materiales y sustancias ilícitas que se han vuelto de interés para la seguridad de muchos países, como explosivos, drogas y hasta el contrabando, se puede llegar a tener la capacidad en su detección, incluso cuando estos pueden estar ocultos bajo capas de suelo o materiales muy densos, como pueden ser los metales [Kuznetsov et al., 2004].

Tabla 3-3. Reacciones más utilizadas en la producción de neutrones
(adaptado de [Chichester, 2009])

Reacción nuclear	Productos
${}^2_1\text{H} + {}^2_1\text{H}$	${}^3_2\text{He}(0,82\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(2,45\text{MeV})$
${}^2_1\text{H} + {}^3_1\text{H}$	${}^3_2\text{He}(3,45\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(14,05\text{MeV})$
${}^1_1\text{H} + {}^7_3\text{Li}$	${}^4_2\text{He}(0,21\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(0,03\text{MeV})$
${}^1_1\text{H} + {}^7_3\text{Li}$	${}^7_4\text{Be}(10,0\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(1,44\text{MeV})$
${}^2_1\text{H} + {}^7_3\text{Li}$	${}^8_4\text{Be}(1,68\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(13,35\text{MeV})$
${}^1_1\text{H} + {}^9_4\text{Be}$	${}^9_5\text{B}(0,18\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(0,023\text{MeV})$
${}^1_1\text{H} + {}^9_4\text{Be}$	${}^{10}_5\text{B}(0,40\text{MeV}) + {}^1_0\text{n}(3,96\text{MeV})$

Entre las principales reacciones nucleares que se utilizan para la producción de neutrones (las mismas que están expuestas en la **tabla 3-3**), las dos más comúnmente utilizadas, debido a su fácil aplicación y eficiencia, son las reacciones de fusión de núcleos ligeros como lo son el Deuterio – Deuterio (D-D) y Deuterio – Tritio (D-T) [Vega-Carrillo & Martinez-Ovalle, 2016]. Entre las principales ventajas que se puede llegar a tener en un generador de neutrones compacto, con el uso de reacciones ya sea mediante D-D o D-T, frente a las fuentes de neutrones isotópicas, es la alta intensidad en la emisión de neutrones, y que pueden ser encendidos y apagados en cualquier instante, deteniendo la emisión de

neutrones y reduciendo las medidas de seguridad requeridas desde el punto de vista de la radioprotección [Chichester and Blackburn, 2007]

La fuente de neutrones es el elemento clave en cualquiera de los sistemas de detección que se encuentren basados en neutrones, los cuales deben ser compactos y confiables, como los generadores de neutrones basados en la reacción ${}^2_1\text{H} + {}^2_1\text{H}$ [Bergaoui et al., 2014]. Esta interacción es muy útil, la cual produce neutrones mediante la reacción de fusión, donde en su material blanco, deuterio, tiene igual probabilidad de producir dos reacciones (reacciones 2-3 y 2-4) [Lamarsh, 1972] siendo:

Los neutrones producidos en la reacción D-D se termalizan en materiales con un gran poder de moderación, siendo utilizados generalmente el polietileno y el grafito, realizándose la detección de explosivos y drogas mediante la interacción entre los neutrones y los núcleos del H, C, O y N [Bergaoui et al., 2014]. Por medio de esta termalización es posible la selección de energía del neutrón para la interacción, teniendo la ventaja además de que se puede apagar instantáneamente el generador, esto en comparación a las fuentes isotópicas de neutrones [Knoll, 1999].

3.2 Ensayos teórico-experimentales y resultados

3.2.1 Experimentos en el Laboratorio de Medidas Neutrónicas del Departamento de Ingeniería Energética o LMN-UPM

Como primer experimento, para poner a punto métodos experimentales y de cálculo, se realizaron experimentos en la bancada del LMN-UPM, además de las simulaciones correspondientes mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNPX, para la comparación de resultados.

Una vez conocido el funcionamiento de cada uno de los equipos del laboratorio y de su calibración, ya presentadas en este capítulo en el ítem

3.1.2, se procede a montar el equipo en la bancada del laboratorio según se observa en la [figura 3-9](#) y la [figura 3-10](#), y mediante el uso de una esfera Bonner de Ø10 pulgadas, un detector de NaI(Tl) de Ø3" x 3" y la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ del laboratorio, se procede a obtener su espectro característico. El experimento que se describe en este apartado fue realizado en la sala del LMN – UPM, cuyas dimensiones son 16,25 m de largo, 8,90 m de ancho y 8 m de altura; el mismo se encuentra dividido en dos secciones, separadas por un conjunto de bloques de hormigón como blindaje biológico, permitiendo aislar el recinto de la irradiación neutrónica, así como la puerta de acceso al laboratorio [\[Vega-Carrillo et al., 2009\]](#).

Figura 3-9. Montaje del sistema Esfera – Detector – Fuente, realizado en la bancada del LMN – UPM, a 2 cm de distancia Esfera Bonner – Detector NaI(Tl) de Ø3" x 3" a 90° de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$

Figura 3-10. Montaje del sistema Esfera – Detector – Fuente, realizado en la bancada del LMN – UPM, a 2 cm de distancia Esfera Bonner – Detector NaI(Tl) de Ø3" x 3" a 0° de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$

En trabajos anteriores realizados por Vega-Carrillo (2007), explica que los neutrones capturados por el moderador, siendo de polietileno, puesto que tiene como elemento principal el hidrógeno en su constitución química, produce rayos gamma prontos de 2,22 MeV debido a su interacción con los átomos de H, estos fotones pueden ser visualizados mediante la utilización de un detector de NaI(Tl), asociado a un analizador multicanal análogo o MCA y su software asociado (MAESTRO) instalado en el computador, permitiendo transferir las señales adquiridas [Vega-Carrillo et al., 2007].

Con el sistema de detección de espectros o DSA asociado al detector de NaI(Tl) de Ø3" x 3", se procede a detectar los picos de rayos gamma prontos producidos por la interacción de los neutrones provenientes de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$ impactados en la esfera Bonner de 10 pulgadas. La **figura 3-11** muestra el espectro obtenido después de 60 minutos de irradiación, donde los canales fueron ampliados para obtener los picos de energía típicos del C_6^{12} , mediante la reacción (n,n'γ), e hidrógeno (n,γ), además del $^{40}_{19}\text{K}$ presente en el ambiente con su pico característico mediante la reacción (n,γ) de 1,463 MeV [Cinelli et al., 2016].

Figura 3-11. Espectro del polietileno de la esfera Bonner, irradiado durante 60 minutos (Fotografía obtenida de la sala del LMN -UPM)

Se colocaron en 4 ángulos distintos fuente-esfera-detector, según se muestra en la **figura 3-12** y visualizado mediante el VISED indicado en la **figura 3-13**, medido desde el centro de la esfera al centro de la fuente a 50 cm de distancia, y el detector a 2 cm de distancia de la esfera, de esta manera se obtendría el ángulo óptimo para obtener los espectros.

Figura 3-12. Esquema del ensayo, con las 4 posiciones del detector de NaI (Tl) de Ø3" x 3" respecto a la esfera Bonner de Ø10 pulgadas

Figura 3-13. Esquema del experimento realizado con el código MCNPX y visualizado mediante VISED, fuente – esfera – detector a 0°

En este experimento se realizaron 4 medidas, donde el detector de NaI(Tl) de Ø3" x 3" se dispuso en 4 posiciones (0° 30° 60° 90°) respecto a la esfera Bonner de Ø10 pulgadas y este frente a la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$. Esto permitió conocer la respuesta del detector en diferentes posiciones respecto a la posición de la fuente, y de acuerdo con los resultados obtenidos, conocer la posición más adecuada para caracterizar materiales mediante interacción neutrónica según la **ecuación 3-5**:

$$\varphi = Q \cdot \varphi_{MCNP6.1} = \varphi \left[\frac{n}{s.cm^2} \right] \quad \text{Ecuación 3-5}$$

Donde φ es el flujo, Q la intensidad de la fuente y $\varphi_{MCNP6.1}$ los resultados obtenidos por el código MCNPX.

3.2.1.1 Resultados de los experimentos realizados

Los resultados experimentales realizados en la bancada del LMN-UPM se pueden observar en la **figura 3-14**, donde sus resultados obtenidos por el GENIE-2000 (guardados en el computador como formato .TKA y luego transformado a imagen en con el programa SigmaPlot 14.0), indica que existe presencia de fotones del $^{12}_6\text{C}$ (4,43 MeV) y del ^1_1H (2,22 MeV), observándose que conforme disminuye el ángulo de incidencia del detector respecto a la esfera de polietileno sus espectros también disminuyen con él, además también se observa el pico del $^{40}_{19}\text{K}$ (1,46 MeV) el cual se encuentra presente en el ambiente, con este experimento se evidencio la presencia de rayos gamma característicos en la esfera de

polietileno, haciendo posible los análisis elementales y nuevos estudios con sistemas experimentales, como se evidencia en los ítems sucesivos, las incertidumbres en el sistema de laboratorio los arroja el mismo GENIE-2000, siendo menores al 1%.

Figura 3-14. Espectro obtenido de la esfera Bonner de 10", después de irradiar durante 60 minutos para las posiciones de 0°, 30°, 60° y 90° del reporte generado por GENIE-2000 (obtenido del LMN-UPM)

Los valores de las simulaciones para dos posiciones de la esfera de polietileno mediante el código MCNPX se observan en la **figura 3-15**, donde los espectros en los dos diferentes ángulos de medida se encuentran contrastados.

Figura 3-15. Resultados para las estimaciones de los cálculos realizados mediante el código MCNPX, para las posiciones a 0°, 90°

3.2.2 Experimentos en la Unidad Académica de Estudios Nucleares (UAEN) de la Universidad Autónoma de Zacatecas (México)

Los ensayos explicados en este apartado fueron realizados en la estancia doctoral en la Unidad Académica de Estudios Nucleares (UAEN) de la ciudad de Zacatecas-México.

Se realizó la caracterización del carbono e hidrógeno contenidos en una esfera Bonner de 10 pulgadas y en un matraz esférico de vidrio de 10 pulgadas con agua, irradiadas durante 12 horas con una fuente isotópica de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$ de 100 mCi de actividad y un detector de NaI (Tl) de Ø3" x 3".

La calibración del detector de NaI(Tl) de Ø3" x 3" se realizó mediante el uso de un analizador multicanal y su software de nombre "MAESTRO" como interfaz, instalado en el PC del laboratorio de la UAEN, según se

aprecia en la **figura 3-16**, utilizándose para tal efecto las fuentes de $^{137}_{55}\text{Cs}$, $^{22}_{11}\text{Na}$ y $^{60}_{27}\text{Co}$. Una vez obtenidos los picos de energía de cada una de las fuentes, el sistema emite un informe indicando una ecuación lineal ($y = mx + by$) según se ve en la **figura 3-17**. En esta ecuación se reemplaza el canal de acuerdo con la información proporcionada por el reporte según los valores obtenidos, efectuándose el ajuste para cada canal según la energía de cada fuente, como se puede ver en la **tabla 3-4**. Una vez realizado esto se redujo la ganancia del analizador multicanal ampliando la capacidad de visualización de la energía de los elementos a detectar.

Figura 3-16. Calibración del equipo, previo a los experimentos para la obtención de espectros (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.)

Tabla 3-4. Valores obtenidos por el reporte del sistema, calibrado en energía de acuerdo con los canales correspondientes

Energía de acuerdo con la ecuación del reporte	Canal	Isótopo
0,6617	96	$^{137}_{55}\text{Cs}$
0,5110	76	$^{22}_{11}\text{Na}$
1,2750	184	
1,1732	169	$^{60}_{27}\text{Co}$
1,3325	193

Figura 3-17. Curva de calibración obtenida de las fuentes

$^{137}_{55}\text{Cs}$, $^{22}_{11}\text{Na}$ y $^{60}_{27}\text{Co}$, ya reducida la ganancia y corregida en energía

Una vez calibrado el equipo en energía, se obtuvo la curva de fondo según se observa en la figura 3-18, además de los picos de energía característicos del agua y polietileno de la esfera Bonner, según se aprecian en la figura 3-19 y figura 3-20 respectivamente.

Con este ensayo se determinó la concentración elemental mediante Activación Neutrónica, empleando los métodos PGNA y NIS (Neutron Inelastic Scattering), siendo el objetivo principal de este trabajo la medida de los rayos gamma prontos inducidos en agua ligera y polietileno cuando son expuestos a una fuente isotópica de neutrones.

Figura 3-18. Montaje del equipo de laboratorio para la obtención del ruido de fondo (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.)

Figura 3-19. Montaje del equipo para la obtención del espectro característico para el agua, contenida en un matraz esférico de vidrio (Fotografía obtenida del laboratorio UAEN-Zac.)

Ensayos realizados por R. Khelifi (2007) y A. Udupi (2016), destacan el método PGNAA para detectar contaminantes en agua, con el uso de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$ y un detector de HPGe, estimando el límite

de detección, la **figura 3-21** indica un esquema de la instalación [Khelifi et al., 2007].

Figura 3-20. Espectro característico para el polietileno (Fotografía obtenida del laboratorio de la UAEN-Zac.)

Figura 3-21. Esquema del sistema de detección para contaminantes en agua mediante activación neutrónica (Adaptada de (Khelifi et al., 2007))

3.2.2.1 Resultados de obtención de rayos gamma prontos inducidos en agua y polietileno

Las **figuras 3-22**, **3-23** y **3-24** muestran experimentos realizados en el laboratorio de la Unidad Académica de la Universidad Autónoma de Zacatecas.

Figura 3-22. Curva del ruido de fondo del laboratorio de la UAEN-Zac.

Figura 3-23. Curva rayos- γ característicos para esfera de polietileno de $\varnothing 10$ pulgadas, obtenido mediante el uso de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$ en el laboratorio de la UAEN-Zac.

Se compararon los resultados obtenidos en las 3 mediciones según se aprecia en la **figura 3-25**, observándose que los picos del ^1_1H (2,22 MeV) son más pronunciados para el agua, así como el $^{12}_6\text{C}$ (4,43 MeV) lo es para el polietileno. No obstante, se observa un pico de 1,46 MeV que corresponde al $^{40}_{19}\text{K}$ en las tres mediciones, la misma que corresponde al $^{40}_{19}\text{K}$ presente en el ambiente [Cinelli et al., 2016].

Figura 3-24. Curva rayos gamma característicos para el matraz de Ø10 pulgadas con agua, obtenido mediante el uso de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ en el laboratorio de la UAEN-Zac.

Figura 3-25. Comparación de resultados obtenidos en el laboratorio de la UAEN-UAZ, mediante una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$

3.2.3 Sistema para la termalización del flujo de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, mediante cilindros de polietileno de alta densidad, diseño y montaje experimental

El análisis de trazas facilita la identificación de sustancias desconocidas, así como la detección de contaminantes, control de calidad en los materiales, la mejora de procesos, y otras aplicaciones.

En este apartado se explican los materiales y el método utilizado para la realización de un sistema que permita incrementar el flujo térmico proveniente de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de la bancada del LMN – UPM. Se menciona que antes de realizar cualquier experimento en el laboratorio, se han realizado simulaciones mediante métodos Monte Carlo, con el uso del código MCNP6.1, donde se simularon 4 cilindros de polietileno de alta densidad de diferentes diámetros y una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, todo esto con el propósito de optimizar el sistema y la configuración geométrica del dispositivo.

La fuente, del LMN-UPM, fue modelada con sus dimensiones reales ($\varnothing 1,48$ cm x 4,64 cm de altura) además de la composición del material (doble encapsulado de acero inoxidable 304L con 0,21 cm de espesor) [Gallego et al., 2004]. Las instalaciones de la sala neutrónica del LMN-UPM fueron integradas detalladamente en el modelo de MCNP [Vega-Carrillo et al., 2012], incluyendo toda la bancada y soportes según se observa en la **figura 3-26**.

Las dimensiones de los cilindros de polietileno de alta densidad se muestran en la **tabla 3-5**, recalcando que el cilindro número 4 se utilizó únicamente como un cilindro interno.

Figura 3-26. Esquema de la bancada de irradiación con fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ y cilindros de HDPE, realizado mediante el código MCNP6.1

Tabla 3-5. Dimensiones de los cilindros de HDPE utilizados como moderadores

Número del cilindro	Diámetro externo (cm)	Diámetro interno (cm)	Altura (cm)	Espesor (cm)
1	9	6,6	34	2,4
2	11,5	9	36	2,5
3	16,5	11,5	40	5
4	5,9	3,3	14	Interno

La tasa de fluencia de neutrones térmicos mediante el uso de la *tally* F5 se calculó en diferentes puntos a lo largo del eje principal (Z=29, 30, 31, 32, 33, 34, 35, 36 Y 37) en 36 simulaciones; las configuraciones se pueden observar en las [figura 3-27](#) y [figura 3-28](#).

Figura 3-27. Modelos en MCNP6.1 de las configuraciones 1 y 2

Las simulaciones fueron llevadas a cabo mediante el código MCNP6.1, al igual que para los sistemas descritos anteriormente en este apartado (EDS y TNMI), se utilizó el *tally* F5, además de la información obtenida de la librería ENDF/B-VII, para datos evaluados, en 222 grupos de energía, y para reducir la incertidumbre en menos del 5% se procesaron 10^8 historias. Al igual que en los casos de los sistemas anteriores, se incluyó el tratamiento $S(\alpha,\beta)$ para los materiales donde existían procesos de dispersión como en el polietileno considerando el transporte de los neutrones térmicos [Pelowitz et al., 2014].

Figura 3-28. Modelos en MCNP6.1 de las configuraciones 3 y 4

En cada configuración se añadió un cilindro sobre otro. Como ejemplo, la configuración 3 posee en su interior los cilindros 1 y 2, y el último cilindro (llamado cilindro sombra) se incorporó en el interior de esos 3 cilindros para conformar la configuración 4. La tasa de fluencia y la distancia fueron medidas desde el centro de la fuente. La fluencia obtenida fue multiplicada por la intensidad de la fuente $(5,83 \pm 0,14) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ [Vega-Carrillo et al., 2009].

Una vez que el sistema se optimizó mediante la realización de cálculos con el código MCNP6.1, la geometría con la óptima tasa de fluencia neutrónica (configuración 3) fue replicada en la bancada del LMN-UPM según se aprecia en la figura 3-29, comparando los resultados experimentales con los obtenidos mediante métodos Monte Carlo. Para este propósito se utilizó una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de intensidad $(5,83 \pm 0,14) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ [Vega-Carrillo et al., 2009], los 4 cilindros de HDPE utilizados en el experimento, según se observa en la figura 3-30 y figura 3-31, además de un detector miniatura de BF_3 .

Figura 3-29. Bancada de irradiación del LMN-UPM, con los cilindros de HDPE y un detector de neutrones de BF_3

Figura 3-30. Cilindros de HDPE para las configuraciones 1, 2 y 3

Figura 3-31. Cilindros de HDPE para la configuración 4

Para calcular la incertidumbre en las medidas con el detector de BF_3 se utilizó la **ecuación 3-6**

$$\frac{\sqrt{\text{Cuentas}}}{\text{Cuentas}} \times \text{flujo térmico (cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \quad \text{Ecuación 3-6}$$

Donde el flujo térmico se calculó mediante la **ecuación 3-7**:

$$\frac{m\mu \text{ (cm}^{-2})}{t_i \text{ (segundos)}} \text{ cuentas} \quad \text{Ecuación 3-7}$$

Siendo $m\mu=55 \text{ cm}^{-2}$ la sensibilidad del detector de BF_3 y t_i el tiempo de irradiación en segundos.

El detector de BF_3 fue seleccionado debido a sus características prácticas, una de las reacciones que más se utilizan tanto para la detección como para el control del flujo neutrónico es la de captura por parte del ^{10}B , cuya sección eficaz (3837 barnios) es muy alta, y la energía cinética de sus partículas cargadas llegan a ser de 2 MeV, lo cual lo hace fácilmente detectables [Tsoulfanidis and Landsberger, 2015]. La evolución de las secciones eficaces del ^{10}B respecto a la energía de los neutrones se puede observar en la **figura 3-32**.

Figura 3-32. Sección eficaz de la reacción $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

Adicionalmente, se utilizó el método de la relación cadmio con el sistema presentado de análisis de trazas, mediante irradiaciones en 4 puntos (Y=29, 33, 37 y 41 cm) tomando como punto inicial el centro de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, según se indica en la **figura 3-35**.

Teniendo presente que el flujo de neutrones térmicos se mide con monitores que se activan mediante reacciones nucleares tipo (n, γ) produciendo isótopos radiactivos del mismo elemento, si este monitor se coloca con un flujo de neutrones térmicos y epitérmicos o de resonancia este se activará por ambos tipos de neutrones conduciendo al mismo producto radiactivo [Travesi, 1975].

Figura 3-33. Sección eficaz de la reacción $^{197}_{79}\text{Au}(n,\gamma)^{198}_{79}\text{Au}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

Es por ello que, conociendo de antemano lo anterior, se realiza el método de la relación cadmio, para conocer el aporte de los neutrones térmicos y de resonancia en la activación de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$, eligiéndose 4 láminas de este material como monitor de flujo de neutrones térmicos, cuya producto de reacción ($^{197}_{79}\text{Au}(n,\gamma)^{198}_{79}\text{Au}$), tiene un periodo de semidesintegración en 2,697 días, el cual es conveniente, además, puesto que emite un fotón de radiación gamma característico de 411,8 keV, siendo fácilmente medible [Price and Walker 1962] Al ser un isótopo

puro (abundancia 100%), permite no tener interferencias por activación de impurezas, y como ventaja adicional, posee una sección eficaz para neutrones térmicos de $98,703 \pm 0,2$ barnios [Soppera, Bossant, and Dupont 2014], la cual no es excesivamente elevada, según se puede observar en la figura 3-33.

El $^{113}_{48}\text{Cd}$ debido a su elevada sección eficaz de captura para neutrones térmicos (figura 3-34) siendo de 19969,33 barnios [Soppera, Bossant, and Dupont 2014], proporciona una eficaz herramienta a la hora de determinar la contribución de neutrones de resonancia sobre un monitor de $^{197}_{79}\text{Au}$.

Figura 3-34. Sección eficaz de la reacción $^{113}_{48}\text{Cd}(n,\gamma)^{114}_{48}\text{Cd}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

Para la realización del método de la relación cadmio fue necesaria la siguiente información:

- $\epsilon = 0,1042307$ (eficiencia del detector de NaI (Tl))
- 4 láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ de $10\mu\text{m}$ de espesor y 30 mm de diámetro
- $\sigma_a = 98,7$ barnios ($9,87 \times 10^{-23} \text{ cm}^2$ - sección eficaz de absorción del $^{197}_{79}\text{Au}$)
- Masa atómica del $^{197}_{79}\text{Au}$ 196,9665 u

- Probabilidad del $^{197}_{79}\text{Au}$ de emitir un fotón gamma 95,62% o 0,9562
- 4 láminas de $^{113}_{48}\text{Cd}$ de 0,75 mm de espesor y Ø 30 mm
- N.º Avogadro $6,02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$
- λ constante de desintegración del $^{197}_{79}\text{Au}$ ($2,97 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$)

La calibración en eficiencia se obtuvo con un cartucho de carbón activado SAIC-0750-18, que contiene 4 isótopos emisores gamma como fuente patrón, del mismo que se habla de forma extensa en el apartado “3.1.2 Proceso de ajuste y calibración del equipo de espectrometría gamma” anterior, esta fuente patrón, con la finalidad de obtener una buena eficiencia, se colocó sobre la superficie del cristal del detector.

Las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ fueron ubicadas en cuatro posiciones debajo de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ según se puede observar en la **figura 3-35**, la información respecto a cada lámina se puede ver en la **tabla 3-6**, el tiempo de irradiación fue de 68,5 horas (246600 segundos) en la bancada del LMN-UPM, con un tiempo de conteo de 6 minutos (360 segundos).

Figura 3-35. Arreglo experimental previo a la irradiación de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ con y sin cubierta de láminas de $^{113}_{48}\text{Cd}$

Tabla 3-6. Información de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ utilizadas en el ensayo

Número de lámina	distancia medida desde el centro de la fuente en cm	Peso de cada lámina en gramos
1	29	0,7118
2	33	0,7295
3	37	0,6845
4	41	0,7047

Mediante la **ecuación 3-8** se obtuvo el número de cuentas que arrojaban las láminas de oro después de haber sido irradiadas.

$$C = \frac{\text{Cuentas bajo el área}}{\%I \cdot \varepsilon} \quad \text{Ecuación 3-8}$$

Donde $\%I$ es la probabilidad de desintegración del $^{197}_{79}\text{Au}$ y ε la eficiencia del detector de NaI (Tl). Con el número de cuentas obtenidas se calculó la actividad de saturación (As), haciendo uso de la **ecuación 3-9**.

$$As = \frac{\lambda \cdot C}{(1 - e^{-\lambda \cdot t_i}) \cdot (e^{-\lambda \cdot t_e}) \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_c})} \quad \text{Ecuación 3-9}$$

Siendo λ la constante de desintegración del $^{197}_{79}\text{Au}$, C las cuentas, t_i el tiempo de irradiación (68,5 horas o 246600 segundos), t_e el tiempo de espera (52 minutos o 3120 segundos) y el t_c tiempo de conteo (6 minutos o 360 segundos). Con la actividad de saturación una vez obtenida se pudo calcular el flujo de neutrones térmicos mediante la **ecuación 3-10**.

$$\phi = \frac{\text{Masa atómica del oro} \cdot As}{\sigma_a \cdot N^{\circ} \text{avogadro} \cdot \text{Masa del oro}} \quad \text{Ecuación 3-10}$$

Donde As es la actividad de saturación y σ_a la sección eficaz de absorción del $^{197}_{79}\text{Au}$. Al obtener los resultados luego de irradiar las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$, estas se blindaron con hojuelas de $^{113}_{48}\text{Cd}$, repitiéndose el proceso para la obtención del número de cuentas, además de la actividad de saturación. Para el cálculo del flujo se hizo una sustracción aritmética del resultado de la actividad de saturación para el $^{197}_{79}\text{Au}$ sin blindar y blindado con las hojuelas de $^{113}_{48}\text{Cd}$, según la **ecuación 3-11**:

$$As_{cd} = As_{oro} - As_{oro \text{ blindado}} \quad \text{Ecuación 3-11}$$

Con la actividad de saturación del cadmio obtenida, se realizó el cálculo del flujo térmico en las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$, determinado la contribución de los neutrones epitérmicos en la irradiación de las hojuelas de $^{197}_{79}\text{Au}$ desnudas.

3.2.3.1 Resultados teórico- experimentales

Mediante los modelos Monte Carlo con el uso del código MCNP6.1, se reprodujeron los datos experimentales que se realizaron en el LMN-UPM, los mismos que se encuentran explicados a detalle en el apartado 3.1.8 del capítulo 3 correspondiente a Materiales y Métodos.

Los cálculos estimados obtenidos mediante simulaciones, para las 3 configuraciones de los cilindros de polietileno, dando resultados los cuales pueden observarse en la [figura 3-36](#), el mismo que indica el flujo de neutrones térmicos que se llegó a alcanzar de acuerdo a cada configuración de la 1 a la 3, además en la [tabla 3-7](#), se encuentran los valores obtenidos en cada una de las simulaciones.

Figura 3-36. flujo de neutrones térmicos en función de la distancia fuente – detector para las configuraciones 1, 2 y 3

Tabla 3-7. Valores de los flujos de neutrones térmicos para las configuraciones 1, 2 y 3 obtenidos con el uso del código MCNP6.1

Distancia cm	Configuración 1 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incert.	Configuración 2 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incert.	Configuración 3 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incert.
29	6,87E+01	± 2,25E+00	2,42E+02	± 4,48E+00	5,35E+02	± 6,63E+00
30	5,58E+01	± 1,66E+00	1,92E+02	± 3,29E+00	4,22E+02	± 4,94E+00
31	4,63E+01	± 1,26E+00	1,56E+02	± 2,46E+00	3,40E+02	± 3,74E+00
32	3,92E+01	± 1,00E+00	1,29E+02	± 1,95E+00	2,80E+02	± 2,88E+00
33	3,38E+01	± 7,70E-01	1,10E+02	± 1,62E+00	2,36E+02	± 2,28E+00
34	2,96E+01	± 6,29E-01	9,44E+01	± 1,21E+00	2,02E+02	± 1,91E+00
35	2,63E+01	± 5,56E-01	8,25E+01	± 9,99E-01	1,75E+02	± 1,53E+00
36	2,37E+01	± 4,41E-01	7,29E+01	± 8,43E-01	1,53E+02	± 1,35E+00
37	2,15E+01	± 3,76E-01	6,51E+01	± 7,29E-01	1,36E+02	± 1,87E+00

Para la configuración 4 se realizó una comparación de sus resultados con los de la configuración 3, según se observa en la [figura 3-37](#). La comparación de resultados se observa en la [tabla 3-8](#), y la [figura 3-38](#) el espectro obtenido de las simulaciones.

Tabla 3-8. Comparación entre valores de flujos de neutrones térmicos para las configuraciones 3 y 4, obtenidos mediante el código MCNP6.1

Distancia cm	Configuración 3 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incertidumbre	Configuración 4 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incertidumbre
29	5,35E+02	± 6,63E+00	1,32E+02	± 1,34E+01
30	4,22E+02	± 4,94E+00	9,81E+01	± 8,30E+00
31	3,40E+02	± 3,74E+00	7,68E+01	± 5,77E+00
32	2,80E+02	± 2,88E+00	6,25E+01	± 4,24E+00
33	2,36E+02	± 2,28E+00	5,21E+01	± 3,28E+00
34	2,02E+02	± 1,91E+00	4,44E+01	± 2,59E+00
35	1,75E+02	± 1,53E+00	3,85E+01	± 2,11E+00
36	1,53E+02	± 1,35E+00	3,38E+01	± 2,02E+00
37	1,36E+02	± 1,87E+00	3,01E+01	± 1,58E+00

Figura 3-37. Comparación de los valores obtenidos del flujo de neutrones térmicos para las configuraciones 3 y 4 en función de la distancia fuente – detector

Figura 3-38. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones proveniente de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, desnuda.

Las figuras 3-39, 3-40, 3-41 y 3-42 muestran el espectro obtenido del flujo de neutrones proveniente de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, del LMN-UPM, sin y con moderación mediante las 4 configuraciones ensayadas.

Figura 3-39. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones proveniente de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, para configuración 1

Figura 3-40. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones proveniente de la fuente de $^{241}_{95}Am/^{9}_{4}Be$, para configuración 2

Figura 3-41. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones proveniente de la fuente de $^{241}_{95}Am/^{9}_{4}Be$, para configuración 3

Figura 3-42. Simulación con el código MCNP6.1, del espectro de neutrones proveniente de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, para configuración 4

Para la configuración 3, ya que fue la que mayor flujo térmico proporcionaba, se realizaron ensayos en la bancada del LMN-UPM; los valores obtenidos fueron comparados, según se observa en la [figura 3-43](#), además de los valores obtenidos con el detector de BF_3 y su comparación según se aprecian en las [tabla 3-9](#) y [tabla 3-10](#) respectivamente.

Como proceso adicional se realizó el método de la relación oro-cadmio, permitiendo comparar los resultados experimentales obtenidos para el sistema de la configuración 3. Se irradiaron 4 láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$, cuyo método se encuentra explicado a detalle en el apartado 3.1.8 del capítulo 3, donde después de la irradiación se obtuvieron las cuentas/segundo que dio el sistema (Detector de $\text{NaI}(\text{Tl})$ + Analizador multicanal + software Genie 2000), el mismo que dio los siguientes resultados que se pueden ver en la [tabla 3-11](#).

Figura 3-43. Comparación de resultados teórico – experimental para la configuración 3

Tabla 3-9. Valores experimentales obtenidos en la bancada del laboratorio del DIE-UPM para el detector de BF_3

Distancia cm	Tasa	Cuentas	Tiempo (segundos)	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) - Bancada del LMN-UPM
29	9,34E+00	5,60E+03	6,00E+02	5,14E+02
30	7,36E+00	4,42E+03	6,00E+02	4,05E+02
31	6,01E+00	3,60E+03	6,00E+02	3,30E+02
32	4,96E+00	2,98E+03	6,00E+02	2,73E+02
33	4,23E+00	2,54E+03	6,00E+02	2,33E+02
34	3,68E+00	2,21E+03	6,00E+02	2,03E+02
35	3,37E+00	2,02E+03	6,00E+02	1,85E+02
36	2,92E+00	1,75E+03	6,00E+02	1,61E+02
37	2,61E+00	1,57E+03	6,00E+02	1,44E+02

Tabla 3-10. Comparación de resultados teórico (MCNP6.1) y experimental (LMN-UPM) mediante el uso de un detector de BF_3

Distancia cm	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) - Configuración 3 (MCNP6.1)	Incertidumbre	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) - Bancada del laboratorio	Incertidumbre
29	5,35E+02	± 6,63E+00	5,14E+02	± 6,87E+00
30	4,22E+02	± 4,94E+00	4,05E+02	± 8,30E+00
31	3,40E+02	± 3,74E+00	3,30E+02	± 5,77E+00
32	2,80E+02	± 2,88E+00	2,73E+02	± 4,24E+00
33	2,36E+02	± 2,28E+00	2,33E+02	± 3,28E+00
34	2,02E+02	± 1,91E+00	2,03E+02	± 2,59E+00
35	1,75E+02	± 1,53E+00	1,85E+02	± 2,11E+00
36	1,53E+02	± 1,35E+00	1,61E+02	± 2,02E+00
37	1,36E+02	± 1,87E+00	1,44E+02	± 1,58E+00

Tabla 3-11. Valores obtenidos después de 246600 segundos de irradiación de las hojuelas de $^{197}_{79}\text{Au}$ en la bancada del laboratorio

N.º lámina	Distancia medida desde el centro de la fuente en cm	Cuentas bajo el área	Cuentas
1	29	3,48E+03	2,06E+04
2	33	1,75E+03	1,04E+04
3	37	8,30E+02	4,91E+03
4	41	6,24E+02	3,69E+03

Con el número de cuentas se obtuvo la actividad de saturación para las hojuelas de $^{197}_{79}\text{Au}$ desnudas, y con $^{113}_{48}\text{Cd}$, según se observa la **tabla 3-12**, además la **tabla 3-13** muestra los resultados del flujo térmico y su comparación se observa en la **figura 3-44**, además los resultados obtenidos mediante el código MCNP6.1 se observan en la **tabla 3-14** y la comparación de resultados en la **figura 3-45**. El número de cuentas, la actividad de saturación y el flujo de neutrones térmicos, fueron obtenidos a partir de las **ecuaciones 3-8, 3-9 y 3-10** respectivamente, además de la actividad de saturación del cadmio según la **ecuación 3-11**; esta información se muestra en detalle en la sección 3.2.3.

Tabla 3-12. Valores de la actividad de saturación

N.º lámina	Distancia medida desde el centro de la fuente en cm	Actividad de saturación láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ (s^{-1} o Bq)	Actividad de saturación láminas de $^{113}_{48}\text{Cd}$ (s^{-1} o Bq)
1	29	1,11E+02	1,09E+01
2	33	5,59E+01	2,04E+00
3	37	2,68E+01	0,00E+00
4	41	1,98E+01	0,00E+00

Tabla 3-13. Flujo de neutrones térmicos obtenidos después de irradiar las 4 láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ sin blindar y blindadas con $^{113}_{48}\text{Cd}$

N.º lámina	Distancia medida desde el centro de la fuente en cm	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) – monitor láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$	Incertidumbre	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) – monitor láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ blindado con $^{113}_{48}\text{Cd}$	Incertidumbre
1	29	5,17E+02	± 8,77E+00	4,66E+02	± 8,47E+00
2	33	2,54E+02	± 1,24E+01	2,45E+02	± 1,03E+01
3	37	1,30E+02	± 1,80E+01	1,30E+02	± -
4	41	9,32E+01	± 2,07E+01	9,32E+01	± -

Figura 3-44. Comparación de resultados del método relación cadmio, de las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ sin blindaje y blindadas con hojuelas de $^{113}_{48}\text{Cd}$

Figura 3-45. Comparación de resultados de los valores obtenidos mediante el monitor de $^{197}_{79}\text{Au}$ y con el código MCNP6.1

Tabla 3-14. Comparación de resultados de los valores obtenidos mediante el monitor de $^{197}_{79}\text{Au}$ y con el código MCNP6.1

Número de lámina	Distancia medida desde el centro de la fuente en cm	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) - monitor laminas $^{197}_{79}\text{Au}$	Incertidumbre	Flujo térmico ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) - Configuración 3 (MCNP6.1)	Incertidumbre
1	29	5,17E+02	± 8,77E+00	5,35E+02	± 6,63E+00
2	33	2,54E+02	± 1,24E+01	2,36E+02	± 2,28E+00
3	37	1,30E+02	± 1,80E+01	1,36E+02	± 1,87E+00
4	41	9,32E+01	± 2,07E+01	-	± -

3.2.4 Diseño de un dispositivo de Neutrones Térmicos para la identificación de materiales o TNMI (Thermal Neutron Material Identification)

Como ya se ha visto, la detección de elementos en los materiales se basa en métodos indirectos, empezando la detección cuando los neutrones interactúan con los núcleos de los materiales, emitiendo fotones instantáneamente después de la interacción [Crane and Baker, 1991], donde, la activación inducida por los neutrones, depende de la sección eficaz del núcleo blanco y del tiempo de irradiación [Vega-Carrillo et al., 2016].

Cuando la fuente de neutrones irradia a los materiales de interés, los núcleos de los elementos de los cuales están compuestos son excitados, produciendo rayos gamma pronto en un tiempo de emisión comprendido de 10^{-12} a 10^{-14} segundos, emitiendo fotones con energías que comprenden desde los 2 MeV hasta los 10 MeV, dependiendo del elemento interrogado en el proceso de la captura neutrónica producido en el interior del núcleo, la reacción de emisión gamma, es posible mediante el uso de un detector centellador de espectrometría gamma teniendo la capacidad de obtener el espectro de energía [Hee-Jung and Song, 2009].

Fuentes de neutrones isotópicas como las de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, $^{239}_{94}\text{Pu}/^9_4\text{Be}$ y $^{252}_{98}\text{Cf}$, son entre las más comúnmente utilizadas en diversas aplicaciones en la investigación científica, además de servir como fuentes de calibración, en este sentido el $^{241}_{95}\text{Am}$ es un intenso emisor de

partículas alfa produciendo neutrones mediante la reacción ${}^9_4\text{Be}(\alpha, n){}^{12}_6\text{C}$ [Vitorelli et al., 2005], el ${}^{241}_{95}\text{Am}/{}^9_4\text{Be}$ produce de 0,8 a 10 MeV con promedio de energía de 3,2 MeV [Vega-Carrillo & Martinez-Ovalle, 2016].

Para obtener un adecuado nivel de flujo de neutrones de baja energía, se requiere de materiales que no solo tengan la capacidad de moderar y blindar, sino también, la de reflejar neutrones [Bedogni et al., 2016], demostrando que el polietileno es muy efectivo a la hora de modelar y blindar, mostrando un excelente comportamiento de atenuación [Yasin and Khan, 2008], mientras que el grafito, en comparación, si bien es cierto que tiene la ventaja de producir menos gammas [Bedogni et al., 2016], su promedio de pérdida de energía por colisión es mucho menor [Soppera, Bossant, and Dupont 2014].

Mediante métodos Monte Carlo, utilizando el código MCNP6.1, se simularon varias configuraciones para un mismo diseño, se realizaron combinaciones con materiales utilizados como moderadores (polietileno de alta densidad, grafito y agua) para una fuente de ${}^{241}_{95}\text{Am}/{}^9_4\text{Be}$, con ello se pretendió conocer que material sería el óptimo para utilizarlo en el sistema.

El sistema consistió en un paralelepípedo de 90 x 70 x 76 cm³, con una cavidad cilíndrica de Ø30 cm x 70 cm de largo y un cilindro que fue utilizado como “sombra” para aprovechar los neutrones retrodispersados, emitidos en el interior del dispositivo por una fuente isotópica de ${}^{241}_{95}\text{Am}/{}^9_4\text{Be}$. La fuente fue modelada teniendo las mismas dimensiones y materiales de la fuente real (Ø1,48 cm x 4,64 cm de altura de doble capsula de acero 304L de espesor 0,21 cm), del LMN-UPM [Gallego et al., 2004]. La geometría de la simulación se puede ver en la **figura 3-46**.

Las cantidades neutrónicas en el interior y exterior del volumen de irradiación fueron calculadas con el código MCNP6.1, con el *tally* F5, calculado para 222 grupos de energía. En los cálculos se utilizaron 10⁸ historias para conseguir incertidumbres menores del 5%, mediante el uso de librerías de datos nucleares ENDF/B-VII para las secciones eficaces de neutrones con energías E<20 MeV; se tuvo en cuenta el transporte de neutrones térmicos en el HDPE mediante el tratamiento S(α,β) [Pelowitz et al., 2014].

La fluencia obtenida mediante el cálculo con MCNP6.1, fue multiplicada por la intensidad de la fuente $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ del LMN-UPM $(5,83 \pm 0,14) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ [Vega-Carrillo et al., 2009]. El espectro neutrónico producido por la fuente se obtuvo en varias posiciones para captar tantos neutrones como fuese posible.

Figura 3-46. Esquema del sistema TNMI, esquematizado mediante VISED y simulado con el código MCNP6.1

La **figura 3-47**, muestra los puntos utilizados para la obtención de la tasa de dosis equivalente ambiental o $\dot{H}^*(10)$ y la **figura 3-48** indica los puntos utilizados para calcular el flujo de neutrones en el interior de la cámara de irradiación. La información proporcionada por el código MCNP6.1 de las tarjetas o “*tally cards*” DE y DF, fue usada para convertir el flujo de partículas a tasa de dosis.

MCNP6.1 arroja los resultados obtenidos de la tasa de dosis equivalente ambiental en un punto en $[p\text{Sv}/\text{s} \cdot Q]$ por neutrón emitido por la fuente, y para transformarlo a $\dot{H}^*(10)$ en $\mu\text{Sv}/\text{h}$, se emplea la **ecuación 3-12**.

$$\dot{H}^*(10) = [\dot{H}^*(10)_{\text{MCNP6.1}} \cdot 10^{-6} \cdot 3600 \cdot Q] \rightarrow \dot{H}^*(10) [\mu\text{Sv}/\text{h}] \quad \text{Ecuación 3-12}$$

Donde Q es la intensidad de la fuente (n/s) y $\dot{H}^*(10)_{MCNP6}$ es el resultado obtenido por MCNP6.1. Para la obtención de $\dot{H}^*(10)$ se ha utilizado el contabilizador *Tally* F4 y la función *mesh* del MCNP, con 10^7 historias necesarias para obtener un error por debajo del 3%. Además, una vez obtenidos los resultados se utilizaron los factores de conversión de fluencia de neutrones a dosis, según los valores de la publicación de la ICRP 74 [ICRP, 1996]. La figura 3-49 enseña el contorno de la dosis equivalente ambiental o $\dot{H}^*(10)$, a una distancia de 200 cm desde el centro de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, la misma se encuentra en el interior de la cámara de irradiación.

Figura 3-47. Esquema de los puntos del sistema TNMI en los ejes coordenados x, y, z, usados para la obtención del flujo de neutrones térmicos

Figura 3-48. Esquema de los puntos del sistema TNMI en los ejes coordenados x, y, z en el interior de la cámara de dispositivo, usados para obtener el flujo de neutrones térmicos

Figura 3-49. $\dot{H}^*(10)$ por neutrones en el sistema TNMI, realizado mediante la función *mesh* del código MCNP6.1

Solo se han mostrado los resultados más relevantes debido a la densidad del contenido, los resultados obtenidos por el código MCNP6.1

son en base a cada neutrón emitido, es decir que los resultados fueron multiplicados por la intensidad de la fuente.

3.2.4.1 Resultados teóricos mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNP6.1 para el sistema de neutrones térmicos para identificar materiales TNMI (Thermal Neutron Material Identification)

Se estudiaron mediante cálculos Monte Carlo, el diseño del dispositivo del mejor material moderador para el sistema, siendo las alternativas agua, grafito y HDPE, además de la tasa de dosis equivalente ambiental, cuyos valores se muestran en la [tabla 3-15](#). En dicha tabla se encuentran numerados del 1 al 10 los puntos que se calcularon mediante estimaciones para el cálculo de dosis, realizándose tanto en contacto con la superficie del sistema como a 1 metro del mismo. El esquema del sistema se puede observar en la [figura 3-47](#), indicando los 10 puntos alrededor del dispositivo, donde además la [figura 3-49](#), muestra un mapa de la tasa de dosis equivalente ambiental del esquema de irradiación con la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, indicado mediante colores las zonas con mayor tasa de dosis hasta una distancia de 2 metros, medidos desde el centro de la fuente.

Tabla 3-15. Resultados de la tasa de dosis equivalente ambiental en el interior de la cavidad del sistema

N.º	Agua			Grafito			HDPE		
	$\dot{H}^*(10)$ $\mu\text{Sv/h}$ - neutrones	$\dot{H}^*(10)$ $\mu\text{Sv/h}$ - fotones	Total, $\mu\text{Sv/h}$ $\dot{H}^*(10)$	$\dot{H}^*(10)$ $\mu\text{Sv/h}$ - neutrones	$\dot{H}^*(10)$ $\mu\text{Sv/h}$ - fotones	Total, $\mu\text{Sv/h}$ $\dot{H}^*(10)$	$\dot{H}^*(10)$ $\mu\text{Sv/h}$ - neutrones	$\dot{H}^*(10)$ $\mu\text{Sv/h}$ - fotones	Total, $\mu\text{Sv/h}$ $\dot{H}^*(10)$
1	1,26E+02	5,03E+02	6,30E+02	6,54E+02	4,98E+02	1,15E+03	7,48E+01	5,08E+02	5,82E+02
2	9,49E+01	4,68E+02	5,62E+02	5,71E+02	4,59E+02	1,03E+03	5,40E+01	4,70E+02	5,24E+02
3	1,03E+01	1,49E+02	1,60E+02	1,05E+02	1,46E+02	2,51E+02	4,01E+00	1,52E+02	1,56E+02
4	1,88E+00	3,95E+01	4,14E+01	3,61E+01	3,83E+01	7,45E+01	4,39E-01	4,00E+01	4,04E+01
5	6,32E+00	3,23E+01	3,86E+01	3,53E+01	3,17E+01	6,70E+01	3,62E+00	3,25E+01	3,62E+01
6	5,65E+00	3,15E+01	3,72E+01	3,41E+01	3,09E+01	6,50E+01	3,10E+00	3,18E+01	3,49E+01
7	3,24E+00	2,24E+01	2,57E+01	2,33E+01	2,20E+01	4,53E+01	1,79E+00	2,27E+01	2,44E+01
8	8,92E+00	2,22E+01	3,11E+01	8,95E+01	2,12E+01	1,11E+02	8,60E-01	2,21E+01	2,29E+01
9	6,97E-01	8,28E+00	8,97E+00	7,56E+00	7,94E+00	1,55E+01	3,47E-01	8,46E+00	8,81E+00
10	5,76E-01	6,65E+00	7,23E+00	6,40E+00	6,40E+00	1,28E+01	2,80E-01	6,82E+00	7,10E+00

Además, se realizaron cálculos para conocer las estimaciones del flujo de neutrones a lo largo del canal de irradiación, medido desde el centro de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$. Los resultados obtenidos son por neutrón emitido, y fueron multiplicados por la intensidad de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ al día de las medidas $(5,83 \pm 0,14) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ [Vega-Carrillo et al., 2009], y estos multiplicados además por unidad de letargia para suavizar el espectro.

Las siguientes figuras (3-50, 3-51, 3-52 y 3-53) muestran el espectro de neutrones por unidad de letargia, en puntos desde los 35 cm hasta los 55 cm, medidos a lo largo de la cavidad del dispositivo tomando como punto inicial el centro de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$.

Figura 3-50. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de irradiación a 35 cm de distancia de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$

Figura 3-51. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de

irradiación a 40 cm de distancia de la fuente de $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$

Figura 3-52. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de

irradiación a 45 cm de distancia de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$

Figura 3-53. Espectro de neutrones en el interior de la cámara de irradiación a 50 cm de distancia de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$

Las **figuras 3-50, 3-51, 3-52 y 3-53** permiten observar los resultados obtenidos para el flujo estimado de neutrones de baja energía ($E < 0,4$ eV), obtenidos mediante cálculos con MCNP6.1, para neutrones rápidos moderados en agua, grafito y HDPE. Si bien en todos los casos se obtiene una región muy pronunciada para esas energías, la configuración óptima se obtiene con grafito, seguido del agua y el HDPE. Sin embargo, el uso de grafito como moderador hace necesario mayores espesores de este material, debido a que su sección eficaz de dispersión y la pérdida de energía por colisión, es mucho menor en comparación con el HDPE (Lacoste et al., 2004).

Se realizaron estimaciones para la obtención de los valores de la energía de los neutrones, según los ejes coordenados ($X=0$; $Y=40$; $Z=0$), los cuales son mostrados en la **tabla 3-16**. Los resultados de dicha tabla indican que los valores más altos de flujo de neutrones de baja energía ($E < 0,4$ eV) corresponden al grafito ($1,281\text{E}+03 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) y al agua ($9,11\text{E}+02 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), en comparación con el HDPE ($9,04\text{E}+02 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$),

teniendo estos valores de la distribución del flujo de neutrones como una función de energía.

Tabla 3-16. Valores de las energías respecto al flujo para los 3 moderadores en la posición (0; 40; 0)

Agua			Grafito			HDPE		
Energía (MeV)	cm ⁻² ·s ⁻¹	Incert.	Energía (MeV)	cm ⁻² ·s ⁻¹	Incert.	Energía (MeV)	cm ⁻² ·s ⁻¹	Incert.
2,50E-08	2,29E+02 ± 2,29E-01		2,50E-08	3,08E+02 ± 3,08E-01		2,50E-08	2,27E+02 ± 2,27E-01	
4,00E-07	6,82E+02 ± 6,82E-01		4,00E-07	9,73E+02 ± 8,76E-01		4,00E-07	6,77E+02 ± 6,77E-01	
1,00E-06	8,32E+00 ± 1,91E-02		1,00E-06	3,50E+01 ± 4,20E-02		1,00E-06	8,91E+00 ± 2,05E-02	
1,00E-05	1,73E+01 ± 3,45E-02		1,00E-05	7,80E+01 ± 7,80E-02		1,00E-05	1,85E+01 ± 3,52E-02	
1,00E-03	2,92E+01 ± 5,54E-02		1,00E-03	1,51E+02 ± 1,36E-01		1,00E-03	3,14E+01 ± 5,66E-02	
1,00E+00	4,97E+01 ± 1,04E-01		1,00E+00	2,92E+02 ± 2,63E-01		1,00E+00	5,54E+01 ± 1,11E-01	
3,00E+00	1,80E+01 ± 1,80E-02		3,00E+00	1,08E+02 ± 1,62E-01		3,00E+00	2,10E+01 ± 6,93E-02	

En la **figura 3-54**, se realizaron cálculos estimados del flujo de neutrones de baja energía ($E < 0,4$ eV) para los radios $Z=6; 8; 10; 12$ y 14 cm, medidos desde el centro de la cámara del dispositivo hacia las paredes, y desde el centro de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ a lo largo de la cámara de irradiación comprendidos en los puntos $Y=40; 45; 50$ y 55 cm.

Figura 3-54. Flujo de neutrones de baja energía ($E < 0,4$ eV), para los radios $Z=6; 8; 10; 12$ y 14 cm, desde el centro de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ a lo largo de la cámara en $Y=40; 45; 50$ y 55 cm

Los resultados de la figura anterior dan a observar que los mejores valores fueron obtenidos para las distancias comprendidas desde los $Z=40$ cm medidos desde el centro de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, y para los radios $Y= 10; 12$ y 14 cm medida hacia las paredes.

Además, la **figura 3-55** muestra mejor la distribución de la fluencia (cm^{-2}) respecto a la energía de los neutrones (MeV), indicando que en el punto $Z = 40\text{cm}$ posee una mayor distribución de fluencia neutrónica respecto a las otras distancias, las cuales fueron medidas a lo largo de la cavidad de irradiación, tomando como punto inicial el centro de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$.

Figura 3-55. Distribución de la fluencia de los neutrones respecto a la energía, medido a lo largo de la cámara del eje principal de irradiación en los puntos $Y=35; 40; 45; 50; 55$ y 60 cm, con HDPE como moderador

3.2.5 FANT – (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos), diseño y montaje experimental

FANT, es un sistema que proporciona un flujo homogéneo de neutrones térmicos, de fácil diseño y limitado costo. El dispositivo fue modelizado por métodos Monte Carlo con el código MCNP6.1, a partir de la experiencia del sistema TNMI descrito y analizado en el apartado anterior. El esquema del modelo para MCNP6.1 según se puede ver en la [figura 3-56](#).

Figura 3-56. Esquema vista isométrica del FANT, modelización realizada mediante MCNP6.1 y en visualizado transparente con VISED

El sistema basa su diseño en una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$ de $(5,83 \pm 0,14) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ de intensidad ([Vega-Carrillo et al., 2009](#)), ubicada en el interior de un paralelepípedo de HDPE ($0,96 \text{ g/cm}^3$), de medidas $90\text{cm} \times 70\text{cm} \times 70\text{cm}$, que posee una cavidad cilíndrica interna de $\varnothing 32 \text{ cm} \times 70\text{cm}$, y cuenta con dos orificios para colocar dos fuentes, según sea el caso, un cilindro de HDPE para “dar sombra” de $\varnothing 10 \text{ cm} \times 20\text{cm}$, para incrementar los neutrones retrodispersados, y una cavidad para situar el detector de NaI(Tl), que se encuentra rodeado de un cilindro hueco de plomo para blindarlo de los fotones gamma; una puerta rectangular de HDPE de $15\text{cm} \times 55\text{cm} \times 40\text{cm}$, y además cuenta con una ranura en el

interior de la cámara de irradiación en la que distribuyen 12 agujeros con 2cm de distancia entre sus centros, esto para facilitar la colocación de herramientas y accesorios según sea el experimento deseado. El sistema ya construido se puede observar en las **figuras 3-57, 3-58 y 3-59**.

Figura 3-57. Imagen real del FANT, (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

Figura 3-58. Interior del FANT, vista frontal, superficie e inferior de la instalación, realizada en HDPE (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

Figura 3-59. Accesorios internos para el FANT, destinados a la colocación de las esferas de Bonner para espectrometría neutrónica (Fotografía tomada en el LMN-UPM).

Trabajos similares realizados por R. Bedogni (2016), muestra una gran cavidad de irradiación, esta instalación nombrada ETHERNES (*Extended THERmal Neutron Source*) cuenta con una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de 2 Ci de actividad, con una tasa nominal de emisión $5,7 \times 10^6 \text{ s}^{-1}$, proporcionando un flujo homogéneo de neutrones termalizados en el interior de la cavidad de $\varnothing 30 \text{ cm}$ y 63 cm de altura, permitiendo alcanzar tasas de fluencia térmica de entre $550 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ a $800 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, dependiendo del plano de irradiación [Bedogni et al., 2016].

En otro trabajo similar, el mismo autor desarrolla otro sistema llamado HOTNES (*HOmogeneous Thermal Neutron Source*), e indica que, en una estructura de $100 \text{ cm} \times 70 \text{ cm} \times 70 \text{ cm}$, con una cavidad de $\varnothing 30 \text{ cm} \times 70 \text{ cm}$, puede llegar a alcanzar un flujo homogéneo de neutrones térmicos de entre $700 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ a $1000 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, mediante el uso de una fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de intensidad $3,5 \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ (Bedogni et al., 2017).

Partiendo de este antecedente, antes de realizar el diseño final, se ha reproducido el sistema mediante cálculos estimados con el uso del código MCNP6.1 mediante métodos Monte Carlo, variando el tamaño de

la cámara de irradiación, la posición de la fuente $^{241}_{95}\text{Am}/^{9}_{4}\text{Be}$ así como de la ubicación de las muestras a analizar y además del detector de NaI (Tl).

En este apartado se describe el diseño del FANT, la posición de la fuente y el blindaje de la instalación, además de los ensayos teórico-experimentales realizados, que fueron comparados entre sí.

Como primer paso para conocer el flujo real de neutrones, se irradiaron 12 láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ desnudas, y después las mismas, luego de su decaimiento, fueron blindadas con hojuelas de $^{113}_{48}\text{Cd}$, con la finalidad de obtener el flujo real térmico y epitérmico, mediante el método de la relación cadmio-oro. Las **figuras 3-60 y 3-61** muestran el esquema de la disposición de las hojuelas para irradiación organizadas numéricamente del 1 al 12.

Para realizar este método se hizo uso de las ecuaciones descritas anteriormente en el **apartado 3.2.3 de este capítulo**.

Figura 3-60. Láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ desnudas y con $^{113}_{48}\text{Cd}$ dispuestas en hilera (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

Figura 3-61. Esquema del FANT para los 12 puntos de irradiación en el interior de la cámara

Se obtuvieron las tasas de fluencia de neutrones en el interior de la cavidad de irradiación mediante cálculos con el código MCNP6.1, utilizando la *tally* F5 para 222 grupos de energía, además de 10^8 historias, para alcanzar una incertidumbre menor al 5%. La librería de datos nucleares empleada fue la ENDF/B-VII, para neutrones con $E < 20$ MeV, y se utilizó la tarjeta $S(\alpha, \beta)$ para la ley de dispersión de neutrones con energías menores a 1 MeV en el HDPE. El total de la fluencia neutrónica obtenida se multiplica por la intensidad de la fuente $(5,83 \pm 0,14) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ (Vega-Carrillo et al., 2009).

Conocida la fluencia térmica en los 12 puntos, se realizaron mediciones radiales en el punto de mayor flujo térmico, que según los resultados obtenidos es a 45 cm medidos desde el centro de la fuente. Se colocaron láminas a las siguientes distancias, según los ejes cartesianos, hacia el lado de las X, $a = -11$ cm; $b = -7$ cm; $c = -2,8$ cm; $d = 3$ cm; $e = 7,2$ cm; $f = 11,5$ cm y hacia el lado de las Z, $g = -10,2$ cm; $h = -6,2$ cm; $i = -2,5$ cm; $j = 2,5$ cm; $k = 6,2$ cm; $l = 10,5$ cm, según se puede ver en el esquema de distribución de la figura 3-62, es decir 6 puntos de forma longitudinal

y 6 transversal descontando el punto inicial, estos puntos se encuentran codificados mediante las letras a, b, c, d, e, f, g, h, i, j, k y l para evitar confusión con la [figura 3-63](#). Este ensayo se realizó para conocer la homogeneidad radial del flujo en el interior de la cavidad.

Figura 3-62. Medición radial del flujo térmico (Fotografía tomada en el LMN-UPM).

Se realizaron estos experimentos, no sin antes calibrar el equipo de detección en energía y eficiencia, y para ello se utilizaron fuentes calibradas según se puede ver en [figura 3-63](#), colocando las fuentes en

contacto a la ventana del detector de NaI(Tl), el proceso fue realizado de igual manera según se explica de forma extensa en este capítulo en el ítem “3.1.2 Proceso de ajuste y calibración del equipo de espectrometría gamma”.

Figura 3-63. Calibración del equipo en energía y eficiencia mediante el uso de fuentes calibradas

La caracterización del espectro neutrónico se realizó utilizando 6 esferas Bonner de diámetros 2, 3, 5, 8, 10 y 12 pulgadas más el detector desnudo de $^6\text{LiI}(\text{Eu})$, ubicando las mismas en el interior de la cavidad del FANT, a 45 cm de la fuente según se puede ver en la **figura 3-64**. El proceso de deconvolución del espectro, a partir de las tasas de cuentas registradas por el detector con cada una de las esferas, o “*unfolding*” se realizó mediante los códigos BUNKUIT (Reyes-Haro & Ortiz-Rodríguez, 2014). y NSDann⁶ LiI(Eu) VER.1.0 (Ortiz-Rodríguez et al., 2013), con la matriz de respuesta del detector centellador $^6\text{LiI}(\text{Eu})$ de Ø4” x 4”, comparando esos resultados con los obtenidos con el código MCNP6.1.

BUNKIUT es un código escrito en FORTRAN 77, el mismo permite ser ejecutado en cualquier computadora que cuente con un entorno MS-DOS, es un código iterativo para el uso en el laboratorio permite reconstruir el espectro de neutrones, calcular la dosis absorbida y la dosis equivalente ambiental. El código permite elegir al usuario entre dos algoritmos, el BON31G y el SPUNIT, además de diferentes opciones para

elegir un espectro inicial, siendo una opción la llamada MAXIET. El código requiere tener un espectro inicial, siendo muy cercano a la respuesta que se desea obtener (Reyes-Haro & Ortiz-Rodríguez, 2014).

Figura 3-64. Ubicación esferas Bonner dentro del FANT para los diámetros 2, 3, 5, 8, 10 y 12 pulgadas (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

NSDann (*Neutron Spectrometry and Dosimetry by means of Artificial Neural Networks*) es un código para espectrometría y dosimetría neutrónicas, el sistema espectrométrico de esferas Bonner en espectrometría neutrónica es el más utilizado para protección radiológica, siendo la parte más complicada la reconstrucción del espectro. Este código fue desarrollado en LabVIEW, para la reconstrucción de espectros de neutrones y el cálculo simultaneo de 13 magnitudes dosimétricas (Ortiz-Rodriguez et al., 2013).

El yoduro de litio activado con europio es un centellador muy útil para contabilizar gammas y neutrones. Los neutrones son detectados debido a la presencia del ${}^6\text{Li}$ en el cristal mediante la reacción ${}^6\text{Li} + {}^1_0n \rightarrow {}^4_2\text{He} + {}^3_1\text{H} + 4,78\text{ MeV}$, el mismo que se encuentra enriquecido al 96%. Este isótopo tiene una sección eficaz de absorción para neutrones térmicos de $9,38 \times 10^2 \pm 4,8$ barnios según se puede ver en la figura 3-65 (Carneiro et al., 2011; Soppera, Bossant, & Dupont 2014).

Figura 3-65. Sección eficaz de la reacción ${}^6\text{Li}({}^1_0n, T){}^4_2\text{He}$, [Soppera, Bossant, & Dupont 2014]

En la obtención de la medida se debió modelar el sistema FANT en la sala del Laboratorio de Medidas Neutrónicas, incluyendo la mayoría de los detalles importantes mediante el código MCNP6.1. Todos los cálculos de la respuesta del detector de neutrones se hicieron colocando el detector en el centro de las esferas, de esta manera se analizó las

interacciones de los neutrones con el sistema de detección. El número de historias para cada caso fue 10^7 , obteniéndose con estos cálculos los espectros de la fuente, utilizando los intervalos de clase que utilizan tanto el NSDann como el BUNKIUT cuando se hace la reconstrucción de los espectros.

Considerando de antemano como espectro a la distribución de la intensidad y la energía, siendo por tanto el espectro de neutrones la intensidad de energía despedida por la fuente de neutrones, conociendo esta información permitirá calcular una dosis de radiación, surgiendo de aquí la necesidad de encontrar un método para la detección del espectro de neutrones que sea simple (Miller, 1993).

El espectro de neutrones se resuelve mediante la ecuación integral de Fredholm de primer tipo, según se muestra en la **ecuación 3-13**.

$$C(D) = \int_{E_{min}}^{E_{max}} R_{\phi}(D, E) \Phi_E(E) dE \quad \text{Ecuación 3-13}$$

Donde $C(D)$ son los rangos de los detectores, $R_{\phi}(D, E)$ es la matriz de respuesta que se calcula y verifica experimentalmente y $\Phi_E(E)$ es el espectro de los neutrones (Vega Carrillo & Iñiguez, 2002).

Después de conocer el valor del fondo de la cámara de irradiación del FANT según se aprecia en la **figura 3-66**, se realizaron irradiaciones a muestras de agua, azúcar, fertilizante sólido y fertilizante líquido en un matraz de Ø5 pulgadas, además de utilizar una esfera de polietileno del mismo diámetro con la finalidad de observar el espectro de altura de pulsos en el multicanal y diferenciarlos. La **figura 3-67** indica un esquema del FANT realizado en el VISED y cómo fueron colocadas cada una de las muestras, y la **figura 3-68** muestra cómo fueron realizados los ensayos experimentales.

Figura 3-66. Obtención del fondo en el FANT, mediante el uso del equipo de detección GENIE-2000 (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

Figura 3-67. Esquema del FANT con la muestra para AAN, visualizado mediante VISED

Para conocer la cantidad de átomos presentes en una muestra y realizar la relación C/H, se bombardearon las muestras con neutrones térmicos y luego con la cámara de irradiación sin muestras. Con esta información obtenida se restó el valor del fondo al valor obtenido de cada muestra, normalizando el espectro a cuentas/segundo, con ello se obtuvo el área bajo la curva de cada elemento.

Figura 3-68. Ensayos en el FANT para obtener los picos de fotones gamma prontos característicos de varias muestras, mediante el método de AAN (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

Tabla 3-17. Valores referenciales del reporte PNNL-15870, para el fertilizante y polietileno

Elemento	Fracción atómica fertilizante	Fracción atómica polietileno
H	0,001849	0,666662
C	-	0,333338
O	0,001658	-
Na	0,013643	-
Mg	0,000313	-
S	0,000183	-
Cl	0,498162	-
K	0,483786	-
Ca	0,000254	-
Br	0,000153	-

El reporte PNNL-15870 de Pacific Northwest National Laboratory (McConn et al., 2011), indica valores de varios elementos como fertilizante y polietileno, según se ve en la lista de la [tabla 3-17](#), las cuales ayudaron para comparar con los resultados obtenidos de las muestras irradiadas en el FANT.

Además de todo lo anterior, debido a la cantidad de neutrones térmicos que llegaban al detector centellador de NaI(Tl), y para mitigar la activación que se produce en el $^{127}_{57}\text{I}$, se colocaron cilindros de polietileno de alta densidad protegiendo la ventana del detector, realizando 4 ensayos con cilindros de 1cm, 1,5cm, 2cm y 3,5cm de espesor y $\varnothing 7,62$ cm, con la fuente de $^{137}_{55}\text{Cs}$, y la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$. El montaje se realizó según se puede ver en la [figura 3-69](#).

Figura 3-69. Cilindros de polietileno de alta densidad de 1cm, 1,5cm y 2cm de espesor (Fotografía tomada en el LMN-UPM)

La fuente de $^{137}_{55}\text{Cs}$ permitió observar si las gammas emitidas disminuían o no a la hora de apantallar la ventana con los cilindros de polietileno. Adicionalmente se realizaron mediciones sin los cilindros de

polietileno, sin fuente, con fuente y después de 10 y 30 minutos de terminar la irradiación y almacenar la fuente. Cada medida se realizó durante 200 segundos. Con esta configuración se pretendió neutralizar la llegada de los neutrones térmicos al detector y evitar así su activación.

El diseño mostrado en este apartado es una variante del diseño TNMI (Thermal Neutron Device for Material Identification) explicado en el ítem **3.2.4 de este capítulo**.

Los resultados de los trabajos expuestos en este apartado con el FANT se detallan seguidamente.

3.2.5.1 Resultados teórico-experimental realizados para el sistema FANT (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos)

Se muestran los resultados obtenidos para cada uno de los casos analizados. El esquema de la **figura 3-70** indica los puntos donde se realizaron los cálculos estimados para la obtención de la tasa de dosis equivalente ambiental a 0 y 1 metro de distancia. La **figura 3-71** representa la magnitud de la tasa de equivalente de dosis ambiental o $\dot{H}^*(10)$ y su contorno, tomando un radio de 1 metro medido desde el centro de la fuente, indicado por colores donde se encuentra la mayor tasa de dosis, cuyos valores se pueden ver en la **tabla 3-18**.

La **figura 3-72** indica el flujo de neutrones por unidad de letargia, distribuido en los 12 puntos de medición en el interior de la cámara de irradiación del FANT obtenido mediante simulación con el código MCNP6.1, adicional la **tabla 3-19** muestra la comparación de resultados entre lo obtenido por el código y lo experimental realizado en el LMN-UPM, además según también muestra la **figura 3-73**, que indica la homogeneidad existente en esa parte del canal de irradiación.

Figura 3-70. Esquema del dispositivo con corte superior y frontal de las vistas isométricas indicando los 4 puntos de la obtención de la tasa de dosis equivalente ambiental realizado mediante el código MCNP6.1

Figura 3-71. Espectro de la tasa de dosis equivalente ambiental, izquierda ejes X – Z vista frontal, derecha ejes X – Y – Z vista tridimensional

Tabla 3-18. Resultados de los cálculos en MCNP6.1 para obtención de la tasa de dosis equivalente ambiental en 4 puntos del FANT a 1m de distancia del sistema comparado con medidas realizadas en el LMN-UPM

Ubicación	Distancia cm	MCNP6.1		LMN-UPM	
		$\mu\text{Sv/h}$ gamma	$\mu\text{Sv/h}$ neutrones	$\mu\text{Sv/h}$ gamma	$\mu\text{Sv/h}$ neutrones
1	100	3,01E+00	4,53E-01	3,61E+00	8,30E+00
2	100	3,39E+00	5,41E-01	3,71E+00	8,02E+00
3	100	4,71E-01	2,90E+00	1,83E+00	1,47E+00
4	100	3,48E+00	3,43E+00	3,60E+00	8,48E+00

Figura 3-72. Flujo de neutrones por unidad de letargia, en 12 puntos distribuidos en el canal de irradiación, simulado con el código MCNP6.1

Figura 3-73. Comparación de resultados obtenidos en el LMN-UPM y con el código MCNP6.1 para el flujo de neutrones térmicos ($E < 0,0253$ eV) obtenidos en el FANT

Tabla 3-19. Resultados de los cálculos estimados para la obtención del flujo de neutrones de baja energía para los 12 puntos irradiados

N.º punto de irradiación	distancia desde el centro de la fuente en cm	Flujo de neutrones térmicos con MCNP6.1 ($E < 0,0253$ eV $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	Incertidumbre	Flujo de neutrones térmicos medido en el LMN-UPM ($E < 0,0253$ eV $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	Incertidumbre
1	35	1,13E+03	± 1,22E+01	1,16E+03	± 4,40E+01
2	37	1,11E+03	± 1,12E+01	1,12E+03	± 4,21E+01
3	39	1,08E+03	± 1,10E+01	1,09E+03	± 4,18E+01
4	41	1,06E+03	± 1,15E+01	1,07E+03	± 3,98E+01
5	43	1,04E+03	± 1,10E+01	1,05E+03	± 3,88E+01
6	45	1,02E+03	± 1,18E+01	1,04E+03	± 3,82E+01
7	47	1,01E+03	± 1,17E+01	1,04E+03	± 3,78E+01
8	49	9,93E+02	± 1,24E+01	1,03E+03	± 3,68E+01
9	51	9,83E+02	± 1,23E+01	1,02E+03	± 3,91E+01
10	53	9,78E+02	± 1,54E+01	1,01E+03	± 3,68E+01
11	55	9,75E+02	± 1,68E+01	1,01E+03	± 3,67E+01
12	57	9,78E+02	± 2,81E+01	1,01E+03	± 3,63E+01

Los resultados del flujo térmico radial se obtuvieron colocando las 12 láminas (6 longitudinal y 6 transversal) según se observa en la **figura 3-62**, a 45 cm medidos desde el centro de la fuente, o punto 6 del esquema de la **figura 3-61**. El resultado se puede observar en las **figuras 3-74 y 3-75**, en las cuales se comparan con lo obtenido mediante simulación. En la **tabla 3-20** se incluye la comparación de los valores obtenidos.

Figura 3-74. Comparación de valores LMN-UPM y MCNP6.1 para el flujo térmico obtenidos radialmente en los puntos a, b, c, d, e y f

Figura 3-75. Comparación de valores LMN-UPM y MCNP6.1 para el flujo térmico obtenidos radialmente en los puntos g, h, i, j, k y l

Tabla 3-20. Resultados de los cálculos obtenidos en el LMN-UPM comparados con el código MCNP6.1, para el flujo radial

Código de lámina	Distancia en cm medido desde el centro hacia las paredes del FANT	Flujo de neutrones térmicos LMN-UPM ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incertidumbre	Flujo de neutrones térmicos MCNP6.1 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	Incertidumbre
centro	0	7,07E+02	± 2,26E+01	6,57E+02	± 2,48E+00
Medida longitudinal hacia la pared (eje X en el plano cartesiano)					
a	-11	1,05E+03	± 4,70E+01	1,100E+03	± 5,96E+00
b	-7	1,14E+03	± 5,20E+01	1,100E+03	± 4,59E+00
c	-2,8	1,22E+03	± 6,01E+01	1,110E+03	± 4,47E+00
d	3	1,19E+03	± 5,82E+01	1,100E+03	± 4,18E+00
e	7,2	1,09E+03	± 5,13E+01	1,090E+03	± 4,39E+00
f	11,5	1,04E+03	± 4,76E+01	1,070E+03	± 5,84E+00
Medida transversal hacia la pared (eje Z en el plano cartesiano)					
g	-10,2	1,153E+03	± 5,37E+01	1,11E+03	± 4,67E+00
h	-6,2	1,212E+03	± 6,00E+01	1,20E+03	± 3,99E+00
i	-2,5	1,348E+03	± 7,28E+01	1,27E+03	± 4,32E+00
j	2,5	1,281E+03	± 6,58E+01	1,26E+03	± 4,73E+00
k	6,2	1,255E+03	± 6,28E+01	1,25E+03	± 5,50E+00
l	10,5	1,124E+03	± 5,13E+01	1,18E+03	± 1,18E+01

En la [figura 3-76](#) se observan los resultados de la caracterización del espectro neutrónico y su comparación mediante el uso de los códigos BUNKIUT y NSDann VER. 4.0, por medio de las 6 esferas Bonner más el detector desnudo para 30 y 60 grupos de energía respectivamente, frente a los resultados calculados con el MCNP6.1 con 222 grupos de energía.

Además, los espectros de altura de pulsos resultantes en el multicanal debido a la irradiación de las muestras se observan en la [figura 3-77](#), observándose no solo los picos de energía correspondientes a los fotones gamma prontos del ^1_1H (2223 keV) y $^{12}_6\text{C}$ (4438 keV), sino además el del $^{24m}_{11}\text{Na}$, en donde se ve un pico de energía de 472,24 keV [Soppera, Bossant, & Dupont 2014].

Figura 3-76. Comparación de la tasa de fluencia por unidad de letargia obtenidos mediante los códigos BUNKIUT, MCNP6.1 y NSDann VER. 4.0

Figura 3-77. Curvas del espectro gamma pronto de algunas muestras irradiadas en el FANT

Las **figuras 3-78 y 3-79** indican de forma ampliada las curvas del hidrógeno y ^{12}C observadas en el multicanal para las distintas sustancias irradiadas

Figura 3-78. Ampliación de la curva del espectro gamma correspondiente al hidrógeno tras la irradiación de diferentes sustancias en el FANT

Figura 3-79. Ampliación de la curva del espectro gamma correspondiente al ^{12}C tras la irradiación de diferentes sustancias en el FANT

La **tabla 3-21** indica los valores obtenidos en el LMN-UPM del área bajo la curva de los elementos ^{12}C e hidrógeno durante la irradiación de diferentes sustancias en el FANT. Estos se comparan con otros trabajos como el de Király (2002), Buffler (2004), Overley (1985), además de la información obtenida del catálogo de materiales del Pacific Northwest National Laboratory (2011). En la **figura 3-80** se observa el espectro resultante de restar el fondo a los espectros de las muestras para la obtención del área bajo la curva, para determinar la relación C/H.

Tabla 3-21. Fracciones atómicas del polietileno y azúcar comparado con otros trabajos

	LMN-UPM Relación C/H	Reporte PNNL-15870 Relación C/H	Király (2002) Relación C/H	Buffler (2004) Relación C/H	Overley (1985) Relación C/H
Polietileno	0,50	0,50	0,50	0,50	-
Azúcar	0,55	-	0,55	0,54	0,54
Fertilizante Líquido	0,56	-	-	-	-
Fertilizante Sólido	0,53	-	-	-	-

Figura 3-80. Resta del fondo con las muestras

La **figura 3-81** muestra los espectros de los ensayos realizados con los cilindros de polietileno recubriendo el detector de NaI(Tl), donde se puede observar que el pico característico del $^{24m}_{11}\text{Na}$ desaparece al cabo de un tiempo cuando se retira la fuente de la cámara de irradiación; esto debido a que el $^{24m}_{11}\text{Na}$ tiene un periodo de semidesintegración de 20,18 ms, emitiendo solo un gamma de 472,24 keV [Soppera, Bossant, and Dupont 2014], considerándose casi un “gamma pronto”, además se observa que disminuye su pico de energía conforme se añade polietileno

Figura 3-81. Espectros gamma obtenidos en el analizador multicanal en irradiaciones realizadas con los cilindros de polietileno y fondo

3.2.6 *Análisis mediante métodos Monte Carlo con el código MCNPX de un Sistema de Detección de Explosivos (EDS – Explosives Detection System), basado en un generador de neutrones de D-D*

En trabajos realizados por Bergaoui (2014), menciona que como sistema de detección de explosivos o EDS, es mucho más eficiente el utilizar una fuente de neutrones de alta intensidad, destacando en sus trabajos el generador de Deuterio-Deuterio de 10^{10} n/s. Con este equipo, según dichos trabajos, pueden llegarse a determinar las firmas características del H, C, O, y N, mediante la reacción (n, γ), para AAN por Gammas Prontos o PGNA.

Por ello, en este apartado se describe el análisis realizado mediante métodos Monte Carlo con el código MCNPX, de la modelización de un EDS, tal como el generador de neutrones D-D, con detector centellador de NaI (Tl), polietileno de alta densidad o HDPE como moderador de neutrones y un blindaje de plomo, todo esto enmarcado en la detección de sustancias mediante métodos no intrusivos.

Figura 3-82. Componentes del generador DD-110 [ATI, 2017]

El generador de D-D modelizado es un dispositivo disponible comercialmente, modelo DD-110 de Adelphi Technology, Inc [ATI, 2017]. Los componentes principales de este dispositivo se esquematizan en la **figura 3-82**, donde la fuente de iones de deuterio que se producen se acelera a 120 kV, obteniendo energías desde 100 keV o superiores; este haz de deuterones con una corriente de 55 mA llega al blanco de titanio, que se encuentra recubierto de cobre o aluminio, donde las reacciones de

D-D producidas generan tritio y neutrones de 2,45 MeV de energía [Bergaoui et al., 2014; Theodore Cremer et al., 2008].

Materiales como explosivos o drogas son detectados y caracterizados mediante su “huella o firma” característica, existiendo una emisión de rayos gamma durante la interacción neutrónica; dichos fotones producidos son registrados por un detector de centelleo, que generalmente es de NaI(Tl), obteniéndose un espectro gamma a partir del cual se logran deducir a que elementos pertenece. La cantidad de explosivos se determina mediante el área bajo el fotopico causado por estos fotones. En explosivos, los elementos más representativos son $^{16}_8\text{O}$, $^{14}_7\text{N}$ y en menor cantidad $^{12}_6\text{C}$ e ^1_1H , tal como se muestra en la [tabla 3-22](#) [Alfonso et al., 2013].

Tabla 3-22. Principales elementos en explosivos, y energías respectivas emitidas en la activación neutrónica [Alfonso et al., 2013]

Elemento característico	Abundancia relativa	Energía de los rayos γ característicos [MeV]
Oxígeno	Alto	6,13
		10,83
Nitrógeno	Alto	5,11
		2,31
		1,54
Carbono	Bajo	4,43
Hidrógeno	Bajo	2,22

Se realizaron tres modelos con el código MCNPX, simulando varias muestras en el interior del dispositivo, según refleja la [figura 3-83](#), indicando la posición de la muestra y del detector centellador de NaI(Tl).

Se hicieron simulaciones con y sin blindaje para conocer los valores de dosis cercanos al dispositivo, además de utilizar distintos espesores de moderador, de cara a determinar la cavidad óptima para obtener un flujo alto de neutrones térmicos. La [figura 3-84](#), muestra un esquema del tamaño del dispositivo, el tamaño del generador es $\varnothing$ 26,67 cm y altura 63,5 cm, rodeado de polietileno.

Figura 3-83. Modelos realizados con MCNPX del generador de neutrones DD-110 con y sin muestra, blindado de polietileno borado y plomo visualizado mediante VISED

Figura 3-84. Dimensiones del modelo realizado con el código MCNPX para la configuración 3, visualizado mediante VISED

Utilizando el VISED se puede observar el modelo para el EDS según se muestra en la [figura 3-85](#).

Figura 3-85. Modelo simulado con el código MCNPX del generador de neutrones DD-110 rodeado con polietileno de alta densidad visualizado mediante VISED

El detector de centelleo de NaI(Tl) fue modelado con el código MCNPX usando dos diferentes tamaños, el primero de Ø1,5" x 1" y el segundo de Ø3" x 3", estos modelos son mostrados en la [figura 3-86](#). Con el fin de emular la respuesta al detector de centelleo de NaI(Tl) se utilizó la función Gaussiana en Ensanchamiento de Energía o GEB (*Gaussian Energy Broadening*) [[Salgado et al., 2012](#)]. Los coeficientes GEB que se utilizaron para la realización de las simulaciones con el detector de NaI(Tl) pequeño fueron, $a=0,0024 \text{ MeV}$; $b=0,01565 \text{ MeV}^{1/2}$; $c=2,85838 \text{ MeV}^{-1}$ [[Salgado et al., 2012](#)], y para la simulación con el detector de Ø3" x 3" $a=0,00789 \text{ MeV}$; $b=0,06769 \text{ MeV}^{1/2}$; $c=0,21159 \text{ MeV}^{-1}$ [[Hakimabad et al., 2007](#)].

Con el uso del *tally* F8 y la función GEB se calcularon las alturas de los pulsos de los rayos gamma. Adicionalmente, la fluencia total de fotones gamma en el detector fue estimada con el *tally* F4. Los cálculos se hicieron para 10^8 historias, con el objetivo de reducir las incertidumbres a menos del 5%.

Figura 3-86. Modelo MCNPX de dos detectores centelladores de NaI(Tl), de Ø1,5" x 1" (Ø3,81cm x 2,54cm) y de Ø3 "x 3" (Ø 7,62cm x 7,62cm)

En el modelo, el detector de NaI (Tl) fue posicionado a 13 cm de la muestra, alineado al eje muestra-detector. En las simulaciones, fueron evaluadas 3 diferentes configuraciones de los componentes del EDS, variando el moderador y la geometría del blindaje, sin alterar las dimensiones del generador de neutrones DD-110, el detector de centelleo de NaI (Tl) y las muestras. Para cada configuración se realizaron 3 simulaciones, primero sin muestra de explosivo para obtener el fondo, segundo con 1Kg de Ciclotrimetilentrinitramina o RDX de densidad de 1,82 g/cm³, y tercero con 1 kg de Nitrato de Amonio o NA de 1,725 g/cm³.

En la simulación, la fuente fue colocada a 60 cm del centro de la muestra y simulada como una fuente de neutrones monoenergética de 2,45 MeV, asumiendo una emisión isotrópica.

Los neutrones son transportados a través del polietileno y alcanzan la muestra una vez termalizados. Para tomar en cuenta el transporte de los neutrones térmicos en el HDPE se dio el tratamiento S(α , β) [Vega-Carrillo et al., 2014]. Las secciones eficaces fueron tomadas desde las librerías de la ENDF/B-VII [Pelowitz et al., 2014]. Se estimó el total de la fluencia neutrónica para energías 2,5E-08; 4,0E-07 y 1,0E-06 MeV.

La tasa de dosis equivalente ambiental o $\dot{H}^*(10)$, se estimó en

puntos a 50, 100, 150 y 200 cm desde el punto 0, 0, 0 cm (X, Y, Z), localizado en el blanco generador de neutrones. La $\dot{H}^*(10)$ se estimó utilizando el *tally* F4 con los valores de conversión de fluencia de neutrones a dosis equivalente ambiental de la publicación 74 de la ICRP [ICRP, 1996]. La fluencia de neutrones y el $H^*(10)$ por historia fueron multiplicados por la emisión nominal del generador de neutrones comercialmente disponible 10^{10} n/s.

3.2.6.1 *Resultados teóricos mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNPX para un sistema de detección de explosivos (EDS) empleando un generador de D-D.*

En este apartado se muestran los resultados de las simulaciones realizadas por métodos Monte Carlo, con el código MCNPX, para un sistema de detección de explosivos o EDS (*Explosives Detection System*), basado en un generador de deuterio–deuterio de 10^{10} n/s, modelo DD-110 de la empresa Adelphi Technology [ATI, 2017].

Los resultados se corresponden con las tres configuraciones reflejadas en la **figura 3-83**, donde se realizó un mapeo de la tasa de dosis equivalente ambiental, según se muestra en la **figura 3-87**. El cálculo de dosis se realizó considerando un límite de espacio de forma cúbica de 400 cm en cada lado, con el sistema de detección en el centro del modelo. Las simulaciones realizadas con y sin blindaje, arrojaron valores de la tasa de dosis equivalente ambiental para fotones y neutrones hasta 2 metros del dispositivo, según valores observables en la **tabla 3-23**, donde se indican no solo los resultados de dosis sino además valores del flujo de neutrones correspondientes a cada configuración.

La mayor tasa de dosis alcanzada por el EDS es a 50 cm, y se va reduciendo al alejarse del blanco del generador. Se observa que el blindaje en las configuraciones 2 y 3 hacen que los niveles de dosis sean bajos, en especial para la configuración 3, donde, a 2 metros de distancia la tasa de dosis es de $19 \mu\text{Sv/h}$, que hipotéticamente permitiría estar en las proximidades del equipo durante unas 1000 horas de trabajo sin llegar a superar los límites de dosis recomendados por la ICRP para trabajadores [ICRP, 2007]. Este resultado es debido al efecto del blindaje en cada configuración.

Figura 3-87. Tasa de dosis equivalente ambiental para las tres configuraciones realizadas mediante métodos Monte Carlo con el código MCNPX, mediante la tarjeta *mesh* y visualizada en SigmaPlot 14.0

El flujo de neutrones obtenido desde el centro del generador de D-D a la muestra, dependiendo el modelo en cada configuración, la distancia fue de 43 cm para la configuración 1, 60 cm para la configuración 2 y 67,5 cm para la configuración 3. El flujo de neutrones térmicos aumenta debido a la cavidad de HDPE entre el generador y la muestra, en la que los neutrones sufren retrodispersión en el moderador durante toda su trayectoria, provocando un aumento del flujo de neutrones térmicos hacia la muestra con el mayor blindaje, además de que la tasa de dosis equivalente ambiental disminuye conforme aumenta el grosor de los materiales que lo rodean.

Tabla 3-23. Resultados de la tasa de dosis equivalente ambiental ($\mu\text{Sv/h}$) y flujo de neutrones ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$), para las tres configuraciones obtenido con el código MCNPX

Distancia [cm]	Configuración 1	Configuración 2	Configuración 3
Tasa de dosis equivalente ambiental [$\mu\text{Sv/h}$]			
50	2,45E+03	1,40E+03	2,35E+02
100	9,08E+02	1,00E+02	3,40E+01
150	4,75E+02	5,70E+01	2,51E+01
200	3,15E+02	3,60E+01	1,90E+01
Energía [MeV]	Tasa de fluencia neutrónica [$\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$]		
2,50E-08	9,27E+03	1,74E+05	1,74E+05
4,00E-07	4,43E+04	6,53E+05	6,31E+05
1,00E-06	1,81E+03	2,61E+04	2,96E+04
TOTAL	5,53E+04	8,53E+05	8,34E+05

Los trabajos realizados por Bergaoui (2014) empleando el código MCNP5 en las simulaciones, enfatiza que la moderación de los neutrones rápidos con la utilización de HDPE y la absorción de los mismos en parafina, permite obtener un flujo de neutrones térmicos y rápidos suficientes como para llegar a activar los materiales y permitir su identificación.

Las **figuras 3-88, 3-89 y 3-90** muestran los resultados de las simulaciones de las 3 diferentes configuraciones con muestras de RDX y Nitrato de Amonio. Para cada situación se supusieron dos detectores de NaI(Tl) de dos tamaños de cristal Ø1,5" x 1" y Ø3" x 3", siendo posible contrastar las diferencias de los resultados, permitiendo seleccionar el diámetro de cristal que arroja una mejor resolución de visualización de las curvas.

Como se observa, las configuraciones 2 y 3 permiten obtener curvas muy bien diferenciadas del fondo, donde que, con la configuración 3, y el detector más pequeño (Ø1,5" x 1"), se logra obtener un espectro claro y muy bien definido, separando el espectro de las muestras con la señal sin muestra hasta los 2,22 MeV (H).

Figura 3-88. Espectros gamma obtenidos mediante el código MCNPX de dos muestras de Nitrato de Amonio y RDX para el sistema de la configuración 1, con detectores de NaI(Tl) de dos diferentes tamaños de cristal

Figura 3-89. Espectros gamma obtenidos mediante el código MCNPX de dos muestras de Nitrato de Amonio y RDX para el sistema de la configuración 2, con detectores de NaI(Tl) de dos diferentes tamaños de cristal

Figura 3-90. Espectros gamma obtenidos mediante el código MCNPX de dos muestras de Nitrato de Amonio y RDX para el sistema de la configuración 3, con detectores de NaI(Tl) de dos diferentes tamaños de cristal

3.2.7 Simulación por métodos Monte Carlo de un detector de sustancias ilícitas empleando un generador de D-T²

Durante el desarrollo de la Tesis, se ha dirigido un trabajo fin de máster cuyo objetivo consistió en estudiar mediante métodos Monte Carlo realizando simulaciones con el código MCNP6.1, las capacidades para la detección de elementos principales en drogas, de un detector de sustancias empleando un generador de D-T. El método consistió en simular el sistema de detección para 4 tipos de drogas como muestras: heroína, cocaína, MDMA (metilendioxi-metanfetamina) y el LSD (dietilamida del ácido lisérgico), con un tubo generador de neutrones de

² Resumen del Trabajo Fin de Máster codirigido a la estudiante Marta Penche Alonso – (defendido en julio de 2018).

D-T, de tipo comercial como fuente de neutrones y un detector de centelleo de NaI(Tl) de 3"x3" como detector de radiación gamma, mediante la técnica PGNA.

En la configuración del sistema el generador de D-T se envolvió en un paralelepípedo de HDPE ($0,96\text{g/cm}^3$), empleándolo como moderador de neutrones, y con plomo como material de blindaje. La [figura 3-91](#) muestra el modelo realizado con MCNP6.1 y visualizado en VISED.

Figura 3-91. Sistema de detección de sustancias ilícitas simulado con el código MCNP6.1 y visualizado con VISED

En el input del modelo, para tomar en cuenta los neutrones termalizados en el polietileno que alcanzan la muestra, se dio el tratamiento $S(\alpha,\beta)$ [Vega-Carrillo et al., 2014]. Con el *tally* F8 y la función GEB se calculó la altura de los pulsos de los rayos gamma, mientras que la fluencia total de los fotones gamma en el detector fue estimada utilizando el *tally* F4; el SDEF por defecto a 10 keV de temperatura $a=-0,01$ MeV y $b=-1$; además, las secciones eficaces se tomaron de las librerías ENDF/B-VII [Pelowitz et al., 2014].

El tubo generador de neutrones simulado fue el modelo DT-110 de 10^{12} n/cm² de Adelphi Technology, con una energía de neutrón de 14,1 MeV liberada por la reacción D-T. Esto permitió obtener flujos térmicos calculados del orden de 10^5 n·cm⁻²·s⁻¹, y se obtuvieron espectros según se pueden ver en las [figura 3-92](#), [3-93](#), [3-94](#) y [3-95](#). Relacionando los

ratios entre picos se puede llegar a comprobar si una sustancia puede contener material inofensivo o droga [Neuroupolos & Womble 20011](#)

Figura 3-92. Espectro de fotones prontos para una muestra de heroína, restado del fondo

Figura 3-93. Espectro de fotones prontos para una muestra de LSD, restado del fondo

Figura 3-94. Espectro de fotones prontos para una muestra de cocaína, restado del fondo

Figura 3-95. Espectro de fotones prontos para una muestra de MDMA, restado del fondo

Según se puede observar a partir de los resultados obtenidos en las figuras anteriores, tomando como guía previa el trabajo de Vourvopoulos (2001), indica que las sustancias con ratios de C/O y C/N mayores a 3, corresponden a drogas, tal como se puede evidenciar en la **tabla 2-22** del capítulo 2, en el ítem “2.4.1 Drogas”.

La **tabla 3-24** muestra los valores obtenidos en las simulaciones de este trabajo fin de máster, indicando los ratios C/O y C/N obtenidos.

Tabla 3-24. Ratios obtenidos de las simulaciones de las diferentes drogas

Ratios	DROGAS			
	Heroína	LSD	Cocaína	Mdma
C/O	4,67	6,02	3,05	3,95
C/N	4,93	5,13	3,44	4,2

Capítulo 4

Discusión y conclusiones

4 DISCUSIÓN Y CONCLUSIONES

En la presente Tesis doctoral se han modelizado diversos sistemas para la detección de sustancias, mediante el uso del método de interacción de neutrones con la materia o AAN.

Como método pasivo no intrusivo, este método se considera una alternativa conveniente a la hora de identificar sustancias que deban ser sometidas a fiscalización, además de materiales y/o compuestos considerados como de peligro potencial para la población (terrorismo), según lo estipulado por organismos internacionales (CESEDEN, 2009).

El proceso de detección de sustancias mediante este método no intrusivo se basa en la interacción de los neutrones con la materia, su emisión posterior de fotones gamma característicos, sean pronto o retardados, según la energía del neutrón incidente, y la detección de estos fotones según el elemento interrogado.

Seguidamente se realiza un análisis de los resultados conseguidos en cada fase de los trabajos realizados en la Tesis, según los modelos teóricos y los ensayos experimentales realizados, de acuerdo al orden en que se han presentado estos **en el capítulo 3**.

4.1 Conclusiones para los experimentos realizados en la bancada del LMN-UPM

En los ensayos realizados con una esfera de HDPE expuesta a la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de la bancada de irradiación del LMN-UPM, empleando un detector de NaI(Tl), se observa que conforme el ángulo entre el eje del detector y el sistema fuente-esfera se acerca a los 90° la resolución del espectro obtenido mejora, lográndose identificar mejor la energía del fotón característico del hidrógeno correspondiente a 2,22 MeV. Ello es debido a la interacción de los neutrones térmicos con los núcleos del hidrógeno en el proceso de termalización de los neutrones provenientes de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ con la propia esfera.

Además de la energía del hidrógeno, los picos de simple y doble escape del ^{12}C a la energía de los 4,43 MeV, que se forman en el instante de la caracterización, según se observaba en las fotografías obtenidas del ensayo [figura 3-11] y la modelización con el código MCNP6.1 de la figura 3-13, indican que cuando el ángulo de incidencia disminuye, los picos de energía característicos del hidrógeno y ^{12}C también disminuyen con él, pudiendo esto deberse en especial a la dispersión y fuga de los propios fotones antes de que puedan llegar al detector centellador, esto a pesar de la naturaleza isótropa de la propia reacción.

El experimento ayudó a evidenciar la formación de rayos gamma característicos en el polietileno cuando es sometido a irradiación con neutrones, siendo evidente el del hidrógeno de 2,22 MeV y del ^{12}C de 4,43 MeV. Este ensayo es un buen experimento de inicio al análisis elemental mediante activación neutrónica y a la puesta a punto de los equipos de laboratorio necesario, así como de las simulaciones mediante el código MCNP6.1, que posteriormente se han utilizado ampliamente a lo largo de la investigación.

4.2 Conclusiones sobre la obtención de rayos gamma prontos, inducidos en agua y en polietileno durante la estancia doctoral en la UAEN-UAZ.

Los ensayos realizados durante la estancia doctoral en la Universidad Autónoma de Zacatecas, México, cuyos resultados se presentan en el apartado 3.2.2.1, se centraron la producción de fotones prontos por captura de neutrones en hidrógeno y carbono, en distintos materiales, HDPE, agua y fondo.

Los experimentos realizados arrojaron resultados favorables, lográndose observar los picos característicos tanto del hidrógeno (2,223 MeV) como del C_6^{12} (4,43 MeV), mostrando las diferencias entre dichos elementos, tal es el caso del agua, que muestra una mayor proporción de hidrógeno comparado con el polietileno, donde a su vez este último muestra una mayor cantidad de carbono. Con estos resultados se logra afianzar en los conocimientos adquiridos y en el dominio de las técnicas

a emplear posteriormente de cara a la construcción de un sistema que incremente los neutrones térmicos para realizar AAN.

4.3 Conclusiones de los resultados obtenidos para el sistema de optimización del flujo de neutrones térmicos mediante cilindros de polietileno de alta densidad.

Este sistema fue presentado en la sección 3.2.3. y su objetivo era conseguir un flujo térmico de neutrones, a partir de los emitidos por una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, mediante cilindros envolventes de la fuente. Los resultados obtenidos, presentados específicamente en el ítem 3.2.3.1, indican que, de las configuraciones ensayadas, la geometría que presenta un mayor flujo térmico en la zona de interés fue la configuración 3, con 4,95 cm de espesor de HDPE. El flujo de neutrones térmicos se incrementa debido a la moderación y retrodispersión de los neutrones rápidos emitidos por la fuente en los cilindros de HDPE.

Un resultado también notable es que la configuración 4, con otro cilindro en el interior de los utilizados en la configuración 3, no permitió alcanzar una mayor tasa de neutrones térmicos, sino que debido a la absorción incrementada de los mismos, principalmente por parte del hidrógeno, dicho cilindro reduce el efecto de la retrodispersión y aumenta el de las capturas, como se deduce de la emisión gamma pronta de 2,223 MeV característica de las capturas en hidrógeno.

Para conocer el valor del flujo térmico en el interior de cada una de las configuraciones y permitir una comparación con los resultados obtenidos mediante cálculos estimados con el código MCNP6.1, se realizaron mediciones con un detector de BF_3 en diferentes puntos del haz de irradiación que se producía a la hora de la moderación de los neutrones que provenían de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, arrojando un valor calculado en el punto donde se obtuvo un mejor resultado (29 cm del centro de la fuente) de $(5,35 \pm 0,063) \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ y mediante ensayos comparado en el mismo punto del cálculo se obtuvo $(5,14 \pm 0,0687) \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, obteniendo valores similares tanto para lo calculado como para lo experimental.

Además, para conocer la proporción de neutrones térmicos respecto a los resonantes, se utilizó el método de relación cadmio-oro, comparando los resultados con los obtenidos con el uso del detector de BF_3 mediante el ensayo anterior, arrojando resultados de $(5,17 \pm 0,0877) \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ para las láminas de $^{197}_{79}\text{Au}$ sin blindar y para las blindadas con $^{113}_{48}\text{Cd}$ de $(4,66 \pm 0,0847) \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Estos resultados fueron obtenidos en el mismo punto donde se obtuvo la medición con el BF_3 , siendo el 90% neutrones térmicos, según dicha configuración.

En definitiva, en esta fase se pusieron en práctica todos los elementos necesarios, tanto desde el punto de vista del cálculo por Monte Carlo, como del diseño y realización experimental de una fuente incrementada de neutrones térmicos. Los resultados obtenidos de este sistema, tanto mediante el ensayo realizado como mediante los cálculos con el código MCNP6.1, permitieron ayudar a configurar un diseño de flujo térmico incrementado, en el que colocar muestras de mayor tamaño en la cámara de irradiación sea factible con el propósito de realizar AAN. Este se considera un paso previo esencial para abordar posteriormente el diseño y construcción de un sistema más completo y con una zona de irradiación mayor.

Hay que destacar también que este estudio fue publicado en *Applied Radiation and Isotopes* [Cevallos et al., 2019].

4.4 Conclusiones para los resultados obtenidos para el dispositivo de neutrones térmicos o TNMI

El objetivo de esta fase fue modelizar un diseño de un sistema que permita incrementar el flujo de neutrones térmicos proveniente de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, de cara a la realización de AAN, estudiando la moderación y retrodispersión de los neutrones en distintos materiales. Los resultados de los cálculos estimados para materiales moderadores se han mostrado en las **tablas 3-15 y 3-16**, que indican que el grafito proporciona un flujo térmico aproximadamente un 35% más alto para una misma geometría, si bien la tasa de dosis equivalente ambiental en el sistema construido con este material sería un 50% más elevada,

comparada con el HDPE, y un 56% más alto en comparación con el agua. Considerando que en el grafito se producen pocos fotones gamma en comparación con los otros dos materiales modelizados, se concluye en este punto que el grafito requiere de un espesor mayor para reducir la fuga de neutrones, debido a la baja sección eficaz de dispersión y a la muy baja pérdida en promedio de energía por colisión (Lacoste et al., 2004), siendo esta la principal desventaja de este material como moderador.

El espectro energético de los neutrones para agua y HDPE resultan ser muy similares, según se observa en las figuras 3-50, 3-51, 3-52 y 3-53, con valores muy próximos para los resultados del flujo térmico, siendo estos de $(9,11 \pm 0,91) \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ para el agua y $(9,04 \pm 0,9) \times 10^2 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ para el HDPE, respectivamente, a 40 cm de distancia de la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$.

Los valores expuestos en este trabajo fueron comparados con trabajos similares, como los de Bedogni (2017), donde indica obtener valores estimados mediante ensayos y simulación para neutrones moderados en polietileno, abarcando en sus resultados obtenidos desde los $700 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ hasta los $1000 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ medidos a 50 cm de una fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ (Bedogni et al., 2017), dichos valores concuerdan con los cálculos estimados mediante métodos Monte Carlo realizados en este apartado.

Las simulaciones realizadas en este apartado mediante métodos Monte Carlo para el TNMI permitieron en lo sucesivo optimizar este diseño por medio de cálculos con el código MCNP6.1, y en lo posterior la fabricación del mismo de un sistema en HDPE de similares características al TNMI, para la fuente de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$ de la sala del LMN-UPM. Este estudio fue publicado en *Applied Radiation and Isotopes* [Cevallos et al., 2019]. Las conclusiones del nuevo sistema se encuentran en el siguiente apartado.

4.5 Conclusiones de los resultados obtenidos para el sistema FANT – (Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos)

De acuerdo a los resultados obtenidos para el sistema TNMI, se concluyó en optimizar dicho sistema mediante simulación, para diseñar un sistema que permita el incremento del flujo de neutrones térmicos. Además, los resultados obtenidos mediante ensayos experimentales con el sistema cilindros de polietileno descrito en el apartado 4.3, permitían diseñar no solo sus dimensiones y configuración geométrica, sino también el tipo de experimentos a realizar. Todo ello, como paso previo a evaluar la posterior mecanización.

Los resultados mediante simulaciones arrojaron valores similares a los obtenidos con el modelizado del sistema TNMI, pero para el sistema FANT se consideró conveniente incrementar el diámetro de la cavidad en 2 cm, a fin de facilitar la colocación de las esferas Bonner y poder así determinar experimentalmente el espectro en el interior del sistema.

Los valores de la tasa de dosis equivalente ambiental $\dot{H}^*(10)$, estimados mediante simulación, determinan que a 1 metro de distancia se encuentran en valores perfectamente compatibles con la seguridad desde el punto de vista radiológico, apenas unos cuantos $\mu\text{Sv/h}$ y nunca se alcanzarían los límites de dosis para los trabajadores de las recomendaciones de la ICRP [ICRP, 2007], ofreciendo un entorno seguro para trabajar.

Los resultados obtenidos mediante la espectrometría con las esferas de Bonner y su deconvolución con los códigos BUNKIUT y NSDann VER 4.0, comparados con el cálculo del código MCNP6.1, demuestran que el campo en el interior de la cámara de irradiación del FANT es mayoritariamente térmico, según se ve en la **figura 3-76**.

El flujo obtenido mediante el método relación cadmio–oro a lo largo del eje de la cámara de irradiación arroja una tasa de fluencia muy homogénea de neutrones térmicos, al igual que los resultados de las medidas realizadas de forma radial, mediante el método citado, permitiendo obtener un campo térmico de dimensiones geométricas lo suficientemente extensas como para irradiar muestras de varios litros de volumen o detectores de hasta 30 cm de diámetro.

Durante la realización de los ensayos, en el proceso de obtención de los espectros de energía de las muestras a interrogar, se obtuvieron picos gamma que pertenecen a la activación del propio detector de NaI (Tl), propiamente del elemento $^{127}_{57}\text{I}$, cuyo periodo de semidesintegración es de 25 minutos con una emisión Beta de 2,12 MeV y un rayo gamma de 0,441 MeV, si bien no parece presentar problemas el $^{23}_{11}\text{Na}$, pues para que se logre activar este elemento debería pasar un tiempo de 15,06 horas debido a que es el tiempo necesario para que logre alcanzar la actividad de saturación, y además su sección eficaz de absorción en el rango térmico es pequeña.

Se evidencia según los espectros gamma obtenidos que se observan en la **figura 3-81** que, al agregar cilindros de polietileno para proteger la ventana del detector de la llegada de neutrones térmicos, la curva correspondiente al $^{24m}_{11}\text{Na}$ disminuye muy poco, no lográndose eliminar del todo, evidenciándose que no se puede neutralizar la llegada de los neutrones térmicos al detector. Estos efectos de activación del detector hacen recomendable proceder a realizar cada ensayo en intervalos de 3 horas por cada irradiación realizada, evitando así las curvas características del $^{127}_{57}\text{I}$, debido a su activación, dejándolo decaer en el periodo entre ensayos.

Las conclusiones obtenidas después de realizar varios ensayos con las configuraciones descritas anteriormente indican que cuando se realizan las irradiaciones en intervalos de 3 horas por muestra se pueden reducir las curvas características del $^{127}_{57}\text{I}$, más no evitar su activación. Además, a la hora de proteger con cilindros de polietileno la ventana del detector se reduce la curva característica del $^{24m}_{11}\text{Na}$, pero no logrando eliminarla por completo, y además reduciendo los picos característicos de los elementos a interrogar de forma importante, dificultando aún más su análisis.

Los resultados de los ensayos realizados muestran la principal característica del FANT, que es la de poseer un alto grado de uniformidad en el campo de neutrones térmicos que se producen en la zona de irradiación. Todos los resultados fueron validados mediante métodos Monte Carlo con el uso del código MCNP6.1.

Con el sistema FANT se concluye que este puede ser utilizado en lo sucesivo en la detección de sustancias y trazas mediante el método de AAN, siendo este diseño capaz de incrementar el flujo de neutrones térmicos provenientes de una o varias fuentes de $^{241}_{95}\text{Am}/^9_4\text{Be}$, manteniendo las tasas de dosis equivalente ambiental alrededor del dispositivo dentro de valores que permiten mantenerse sin alcanzar los límites de dosis recomendados por la ICRP para trabajadores [ICRP, 2007].

4.6 Conclusiones sobre el análisis del Sistema de Detección de Explosivos o EDS (*Explosives Detection System*) basado en un generador D-D.

El EDS fue simulado mediante métodos Monte Carlo, con el código MCNP6.1, intentando encontrar la mejor configuración para permitir la identificación de materiales explosivos. Sus principales elementos son un generador de neutrones de D-D, dos detectores para espectrometría gamma de NaI (Tl) de Ø3"x3" y Ø1,5"x1", además de polietileno de alta densidad o HDPE como material moderador de neutrones. Los elementos fueron modelizados de acuerdo con la información descrita en sus respectivos datos de fábrica.

Se estudiaron 3 configuraciones (figura 3-83) del EDS, variando la geometría del dispositivo, el espesor del moderador y del blindaje y la posición de los detectores de NaI (Tl) así como su tamaño. Los resultados obtenidos muestran que la retrodispersión puede aumentar el flujo de neutrones térmicos, necesarios para caracterizar las muestras, lo cual se consigue mejor al poner una cavidad dentro del sistema, caso de la configuración 3. El tamaño mayor del centellador ayuda a obtener una mejor calidad en la resolución de los picos gamma producidos.

Cada configuración del EDS se simuló en tres escenarios diferentes: sin muestra explosiva (fondo), con RDX explosivo y con AN explosivo. En todos los casos, el explosivo se identificó correctamente mediante el estudio de las características de los fotopicos de sus elementos clave (N, O, H, C).

La detección de explosivos se basa principalmente en la identificación del elemento nitrógeno, pues su proporción en los explosivos es elevada en comparación a otros elementos. La energía característica de los fotones emitidos por el nitrógeno natural es de 10,83 MeV tras la captura de neutrones térmicos, junto a otros fotopicos (tabla 2-18). La simulación del EDS con el código MCNP6.1 ha dado como resultado una tasa de fluencia térmica de $1,33\text{E}+05 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$, tras la termalización de los neutrones obtenidos por la reacción D-D, más que suficiente para efectuar un análisis mediante PGNA. Un flujo neutrónico térmico elevado es necesario si se considera que los elementos de interés en los explosivos (nitrógeno y oxígeno) presentan una pobre sección eficaz de captura térmica de dichos elementos, lo que no ocurre para el carbono e hidrógeno, cuya fracción relativa es muy importante a la hora de identificar la sustancia explosiva.

De las configuraciones estudiadas, analizando los resultados obtenidos, es obvio que al usar la configuración 1 sería difícil distinguir e identificar la muestra explosiva, incluso con el detector más grande, por aparecer los picos muy solapados entre sí. Las configuraciones 2 y 3, particularmente con el detector grande, permiten obtener una clara separación de espectros. Para la configuración 3, incluso el detector pequeño ofrece una separación bien definida entre el espectro con muestras explosivas y la señal del EDS sin muestras. En resumen, que la configuración más favorable es la número 3, con una envolvente de HDPE + polietileno borado + plomo + polietileno borado + plomo en distintos espesores (figura 3-84), ya que permite obtener suficiente blindaje –dosis equivalente ambiental más baja– y un alto flujo de neutrones térmicos, a la par que unos espectros de gammas pronto bien diferenciados. Todo este estudio fue publicado en la revista *Applied Radiation and Isotopes* [Cevallos et al., 2018].

4.7 Conclusiones para el sistema de detección de sustancias ilícitas mediante el uso de un generador de D-T³

Este trabajo estuvo enfocado en la simulación por Monte Carlo de un sistema de detección de sustancias ilícitas, fundamentalmente drogas, mediante el uso de generador de neutrones de D-T. Una cuestión delicada para un sistema de este tipo, por la elevada energía de los neutrones producidos, es el blindaje necesario desde el punto de vista de la radioprotección. En el trabajo se puso un límite de 3 cm al blindaje de plomo, y se observó que sería necesario disponer además de un blindaje de hormigón en el recinto donde se instale el sistema de detección.

Del estudio realizado se concluye que el sistema sirve con éxito para su cometido, los cálculos permitieron obtener espectros característicos de cada sustancia con sus respectivos elementos principales. El método, siguiendo el trabajo de Vourvopoulos (2011), permitió conocer los ratios de los elementos principales C/O y C/N, indicando que la relación de estos elementos puede ayudar a determinar qué tipo de droga se está interrogando. El sistema podría ser aplicado a puertos y aeropuertos para analizar de forma no intrusiva contenedores y equipajes, donde pueda sospecharse que se puedan transportar estas sustancias.

4.8 Conclusiones finales. Aportaciones de la Tesis.

Esta Tesis ha estudiado los distintos métodos existentes para la detección de sustancias y su caracterización mediante ANN, así como las técnicas necesarias para su aplicación en la práctica, que se han puesto a punto.

Para la caracterización de sustancias se requiere de un adecuado flujo de neutrones tanto térmicos ($E_n < 2,53 \times 10^{-8}$ MeV) como rápidos ($E_n > 3$ MeV), debido a que la sección eficaz de absorción en algunos elementos es mayor con térmicos, –caso del hidrógeno y del carbono, con una probabilidad mayor la reacción (n, γ)–, no siendo así para el nitrógeno y oxígeno, ya que su sección eficaz de dispersión inelástica es mayor que

³ Trabajo Fin de Máster codirigido a la estudiante Marta Penche Alonso – (defendido en julio de 2018).

la de absorción para neutrones rápidos, siendo más probable la reacción $(n,n'\gamma)$.

En la identificación de las sustancias, influye la proporción de hidrógeno y carbono en el contenido, ya que estos son los elementos más comunes en los objetos caracterizados. De los sistemas caracterizados en la Tesis, se observa que la retrodispersión ayuda a incrementar el flujo de neutrones térmicos necesarios para obtener la firma característica del hidrógeno y carbono. En ese sentido, la Tesis ha estudiado tres dispositivos, dos de los cuales han sido además construidos y puestos a punto en el LMN-UPM.

De ellos, el nuevo sistema FANT, diseñado y caracterizado en la Tesis, constituye una aportación interesante y una instalación disponible para los fines descritos en la Tesis, así como para todos los que necesiten de un campo de neutrones térmico incrementado, como para pruebas o calibración de detectores y dosímetros.

4.9 *Recomendaciones finales*

Los ensayos realizados en el FANT permitieron obtener curvas características de elementos cuya sección eficaz de absorción térmica es relativamente grande, siendo adecuado el flujo de neutrones térmicos que arrojaba el sistema. No obstante, para caracterizar elementos cuya sección eficaz es muy pequeña como el nitrógeno o el oxígeno, se requiere una fluencia térmica mucho más elevada para que la probabilidad de emisión de un fotón característico aumente, y el flujo proporcionado por el FANT resulta insuficiente.

Con FANT se obtienen flujos del orden de los $10^3 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$, siendo necesario un sistema que provea de un flujo térmico superior en al menos dos o tres órdenes de magnitud. El EDS estudiado en la Tesis, similar al que describe Bergaoui (2014) en su investigación, –con flujos térmicos de hasta $10^6 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ para indagar explosivos–, o el de Kuznetsov (2004) –donde los flujos térmicos utilizados eran de $10^7 \text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ para detectar dichas sustancias–, se traducen como métodos efectivos para tal fin, siendo estas fluencias térmicas adecuadas para el método PGNA.

Como conclusión, después de los ensayos realizados en el LMN-UPM, y de los análisis por Monte Carlo mediante el código MCNP6.1, se recomienda la adquisición de un generador de neutrones de D-D de alta intensidad –en el rango de 10^9 a 10^{10} n/s–, que permita realizar AAN de Gammas Prontos de manera más efectiva en todas las aplicaciones en las que estas técnicas pueden resultar útiles.

5 REFERENCIAS

- Abánades-Velasco, A., 2001. Medida del espectro neutrónico con un detector de ^3He en el experimento TARC.” Tesis Doctoral. Universidad Politécnica de Madrid, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.
- Abdolahi, L. and Farhad, S., 2012. Investigation the effects of neutron source number and arrangement in landmines detection by thermal neutron capture gamma ray analysis. *World Journal of Nuclear Science and Technology*, **2**: 54-57.
- Aksoy, Abdulkadir, M., Al-Haddad, A., Naqvi, and Al-Nahdi, K., 1994. An ^{241}Am -Be source based thermal neutron activation analysis facility at KFUPM.” *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, **181** (1):131–40.
- Alexakhin, Y., Bystritskii, V.M., Zamyatin, N.I., Zubarev, E.V., Krasnoperov, A.V., Rapatskii, V.L. and Rogachev, A.V., 2013. Use of the tagged neutron technique for detecting dangerous underwater substances.” *Physics of Particles and Nuclei Letters* **10** (7):860–67.
- Alexakhin, Y., Bystritsky, V.M., Zamyatin, N.I., Zubarev, E.V., Krasnoperov, A.V., Rapatsky, V.L. and Yu N., Rogov, 2015. Detection of diamonds in kimberlite by the tagged neutron method.” *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* **785** (A):9–13.
- Alfassi, Zeev B. and Chien Chung., 1995. Prompt gamma neutron activation analysis. Boca Raton, USA, CRC PRESS, First edition.
- Alfonso, K., Elsalim, M., King, M., Strellis, D. and Gozani, T., 2013. MCNP simulation benchmarks for a portable inspection system for narcotics, explosives, and Nuclear material detection. *IEEE Transactions on Nuclear Science*, **60**: 520-27.
- Ali, M.A., 1999. A brief overview of neutron activation analyses methodology and applications nuclear research center , Atomic Energy Authority , Egypt.” In *Second Conference on Nuclear and Particle Physics 13-17 Nov. 1999, Cairo, Egypt*, edited by M.N.H. Comsan and K.M. Hanna, 71–84. Cairo, Egypt.
- ATI [Online], 2017. DD110M and DD109M. < www.adelphitech.com/products/dd109m-dd110m.html> Adelphi Technology, Inc. (Revisado Agosto 2017).
- Bedogni, R., Sacco, D., Gómez-Ros, J.M., Lorenzoli, M., Gentile, A. Buonomo, B., Pola, A., Introini, M.V., Bortot, D. and Domingo, C., 2016. ETHERNES: A new design of radionuclide source-based thermal neutron facility with large homogeneity area. *Applied Radiation and Isotopes* **107**:171–76.
- Bedogni, R., Pietropaolo, A., and Gómez-Ros, J.M., 2017. The thermal neutron facility HOTNES: theoretical design. *Applied Radiation and Isotopes*, **127**: 68–72.

- Bedogni, R., Sperduti, A., Pietropaolo, A., Pillon, M., Pola, A. and Gómez-Ros, J.M., 2017. Experimental characterization of HOTNES: A new thermal neutron facility with large homogeneity area. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A* **843**:18–21.
- Bergaoui, K., Reguigui, N., Gary, C., Brown, C., Cremer, J., Vainionpaa, J. and Piestrup, M., 2014. Development of a new deuterium-deuterium (D-D) neutron generator for prompt gamma-ray neutron activation analysis. *Applied Radiation and Isotopes*, **94**: 319–327.
- Bergaoui, K., Reguigui, N., Gary, C., Brown, C., Cremer, J., Vainionpaa, J. and Piestrup, M. 2014. Prompt gamma-ray neutron activation analysis of boron using Deuterium-Deuterium (D-D) neutron generator. *Journal Radioanalytical Nuclear Chemistry*. pp. 1-7.
- Bernaola-Alonso José, Castilla-Gómez, Jorge, and Herrera-Herbert, Juan, 2013. *Perforación y voladura de rocas en minería*. MADRID.
- Boileau, Jacques; Claude Fauquignon; Bernard Hueber, and Hans Meyer Meyer., 2009. “Explosives.” *Nobel Explosifs, Paris, France*.
- Bruzzone, H. and Vieytes, R., 1993. The initial phase in plasma focus devices. *Plasma Physics and Controlled Fusion* **35**:1745–54.
- Buffler, A., 2004. Contraband detection with fast neutrons. *Radiation Physics and Chemistry*. **71**: 853-61.
- Bystritsky, V., Zubarev, E., Krasnoperov, A., Porohovoi, S., Rapatskii, V., Rogov, Y., Sadovskii, A., Salamatina, A., Salmin, R., Slepnev, V. and Andreev, E., 2013. Gamma Detectors in Explosives and Narcotics Detection Systems. *Physics of Particles and Nuclei Letters*, **10**: 566-72.
- Canberra Ind. 2005. *DSA-1000 Digital Spectrum analyzer Hardware Manual*, 1 – 109.
- Carneiro, C., Araujo, G., Oliveira, A., Silva, M., Penna, R., Milian, F., Barbosa, J. and Garcia, F., 2011. PORTABLE GAMMA AND THERMAL NEUTRON PROBE USING A 6LiI(Eu) CRYSTAL, in: *2011 International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2011*. 1–7. Belo Horizonte, Brazil.
- Castro García, María Pilar., 2012. Activación neutrónica cíclica para la determinación del contenido en flúor de muestras de mineral de fluorita. Universidad de Oviedo.
- CESEDEN. 2009. Documentos de seguridad y defensa. La seguridad frente a artefactos explosivos. Madrid, España.
- Cevallos-Robalino, L.E., García-Fernández, G.F., Gallego, E., Guzmán-García, K.A., and Vega-Carrillo, H.R., 2018. Study by Monte Carlo methods of an explosives detection system made up with a D-D neutron generator and NaI(Tl) gamma detector. *Applied Radiation and Isotopes*, **141**: 167-75.

- Cevallos-Robalino, L.E., García-Fernández, G.F., Lorente, A., Gallego, E., Vega-Carrillo, H.R., and Guzmán-García, K.A., 2019. Analysis by Monte Carlo of thermal neutron flux from a $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ source for a system of trace analysis in materials, *Applied Radiation and Isotopes*, **150**: 19-24.
- Cevallos-Robalino, L.E., García-Fernández, G.F., Lorente, A., Gallego, E., Vega-Carrillo, H.R., and Guzmán-García, K.A., 2019. Design by Monte Carlo method of a thermal neutron device using a $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ source and high-density polyethylene moderator. *Applied Radiation and Isotopes*, **151**: 150-56.
- Chichester, D.L. and Blackburn, B.W., 2007. Radiation fields from neutron generators shielded with different materials. *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. B Beam Interact. with Mater. Atoms* **261**: 845–849.
- Chichester, D.L., 2009. Production and Applications of Neutrons Using Particle Accelerators. **Report INL/EXT-09-17312**, Idaho National Laboratory. Idaho, USA.
- CICAD. 2004. *Químicos utilizados en la producción ilícita de drogas*, 1-155
- CIEMAT. 2013. DETECCIÓN Y MEDIDA DE LA RADIACIÓN.” In *Curso de Supervisores de Instalaciones Radiactivas (IR) MÓDULO BÁSICO*, 1–19.
- Cinelli, G., Tositti, L., Mostacci, D. and Baré, J., 2016. Calibration with MCNP of NaI detector for the determination of natural radioactivity levels in the field. *Journal Environ. Radioact.* **155–156**: 31–37.
- Crane, T.W. and Baker, M. P., 1991. Neutron detectors. In *Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials*, 379–406.
- Cremer, T., Piestrup J., Gary, Ch., Harris, J., Jones, G., Vainionpaa, J., Fuller, M., Williams, D., Rothbart, G., Kwan, J., Ludewigt, B., Gough, R., Reijonen, J. and Ka-Ngo L., 2008. Project Title: "High Brightness Neutron Source for Radiography". **Report DE-FG02-04ER86177**.
- Didi, A., Dadouch, A., Jaï, O., Tajmouati, J. and El-Bekkouri, H., 2017. Neutron activation analysis: Modeling studies to improve the neutron flux of Americium-Beryllium source. *Nuclear Engineering and Technology* **49**: 787-91.
- Dunn, W.L. and Shultis, J.K., 2012. *Exploring Monte Carlo methods*. San Diego California: Academic Press is an imprint of Elsevier. Second edition.
- Emanuel-Giménez, J.B., 2011. Medición de fracción de vacío basada en técnicas neutrónicas. Tesis Maestría. Instituto Balseiro. Universidad Nacional de Cuyo, Comisión Nacional de Energía Atómica, República Argentina.
- Esquivel, D., Eguren, L. and Montoya, M., 1993. Análisis de trasas de elementos metálicos por activación neutrónica. *Revista de Química VII* (1):21–29.
- Fainberg, A., 1992. Explosives Detection for Aviation Security. *Science*. **255**: 1531-37.

- Farahmand, M., Boston, A.J., Grint, A.N., Nolan, P.J., Joyce, M.J., Mackin, R.O., D'Mellow, B., Aspinall, M., Peyton, A.J. and Van Silfhout, R., 2007. Detection of explosive substances by tomographic inspection using neutron and gamma-ray spectroscopy. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, **261**: 396-400.
- Faust, A.A., McFee, J. E., Bowman, C. L., Mosquera, C., Andrews, H. R., Kovaltchouk, V. D. and Ing, H., 2011. Feasibility of fast neutron analysis for the detection of explosives buried in Soil. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* **659** (1). Elsevier:591–601.
- Fernández-Martínez, Luis Felipe., 1986. Análisis por activación con neutrones en la cuantificación de proteínas en bajas concentraciones. Universidad Autónoma de Nuevo León.
- Filby, R.H., 1995. Isotopic and nuclear analytical techniques in biological systems: A Critical Study-IX. Neutron Activation Analysis (Technical Report).” *Pure and Applied Chemistry* **67** (11):1929–41.
- Gallego, E., Lorente, A. and Vega-Carrillo, H.R., 2004. Characteristics of the neutron field of the facility at DIN-UPM. *Radiation Protection Dosimetry* **110**:73–79.
- Gazit, I. and Terkel, J., 2003. Domination of olfaction over vision in explosives detection by dogs. *Applied Animal Behaviour Science* **82**: 65-73.
- Glasstone, S. and Sesonske, A., 1968. *Ingeniería de Reactores Nucleares*. Barcelona, España: Reverté. Primera Ed.
- Gill, M. and Krauss, R., 1995. Substance identification using neutron transmission. *SPIE Proceedings*, **2511**: 14-24.
- Gilmore, G., 2008. *Practical gamma-ray spectrometry*. John Wiley & Sons, WARRINGTON, UK. Second edition.
- Givens, W.W., Mills, W.R. and Caldwell, R.L., 1970. Cyclic activation analysis. *Nuclear Instruments Methods*, **80**: 95–103.
- Gokhale, P. and Hussein., 1997. A ²⁵²Cf neutron transmission technique for bulk detection of explosives. *Applied Radiation and Isotopes*, **48** (7):973–79.
- Goorley, T., 2014. Mcnp6/5/X User Manual.
- Grodzins, L., 1991. Nuclear techniques for finding chemical explosives in airport luggage. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, **B56/57** :829-33
- Guzman-Garcia, Karen Arlet., 2017. Caracterización teórico-experimental de nuevos sistemas de detección de neutrones para el control de mercancías en fronteras y puntos críticos. Tesis Doctoral. Universidad Politécnica de Madrid.

- Hakimabad, Hashem Miri, Panjeh, H., Vejdani-Noghreiyani, A. and Mashhad, Iran, 2007. Evaluation the nonlinear response function of a 3 X 3 in NaI scintillation detector for PGNAA applications. *Applied Radiation and Isotopes* **65**:918–26.
- Hamidatou, L., Slamene, H., Akhal, T. and Zouranen, B., 2013. *Concepts, instrumentation and techniques of neutron activation analysis. imaging and radioanalytical techniques in interdisciplinary research - fundamentals and cutting edge applications*. IntechOpen. Firts edition.
- Hassan, A. (2009). Bulk-samples prompt gamma-rays neutron activation analysis (PGNAA) with isotopic neutron sources. *Proceedings of the 7th conference on nuclear and particle physics*, Sharm El-Sheikh, Egypt: 69-78.
- Hee-Jung, I. and Song, K., 2009. Applications of prompt gamma ray neutron activation analysis: detection of illicit materials. *Applied Spectroscopy Reviews* **44**:317–34.
- Hevesy, George and Levi, Hilde, 1936. Action of slow neutrons on rare earth elements. *NATURE* **137**: 185.
- Hussein, Esam M.A. and Waller, Edward J., 1998. Review of one-side approaches to radiographic imaging for detection of explosives and narcotics. *Radiation Measurements* **29** (6):581–91.
- IAEA. 1987. Preparation and certification of IAEA gamma-ray spectrometry reference materials RGU-1, RGTh-1 and RGK-1. **Iaea-RI-148**.
- ICRP. 1996. Conversion coefficients for use in radiololical protection against external radiation, ICRP Publication 74. Ann. **ICRP** **26** (3-4).
- ICRP. 2007. Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, Publicación 103. Ann. **ICRP** **37** (2-4). Traducción al español, Sociedad Española de Protección Radiológica, 2008.
- ISO (1989). Neutron reference radiations for calibrating neutron-measuring devices used for radiation protection purposes and for determining their response as a function of neutron energy. International Organization for Standardization **8529**.
- ISO (2000). Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field. International Organization for Standarization **8529-2**.
- Jankowski, P.Z. Mercado A.G. and Hallowell S.F., 1992. FAA explosive vapor/particle detection technology. *SPIE Proccedings*, **1824**: 13-24.
- Király, B., Sanami, T., Dóczi, R. and Csikai, J., 2004. Detection of explosives and illicit drugs using neutrons. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms* **213** (B):452–56.
- Király, Beáta, Csikai, Julius, Dóczi, Rita, Karch, S. B., Stephens, B. G. and Tseng, A., 2002. Nuclear data relevant to detection of illicit traffic materials. *Journal of Nuclear*

- Science and Technology* 2 (sup2):1353–56.
- Khelifi, R., Amokrane, A. and Bode, P., 2007. Detection limits of pollutants in water for PGNAA using Am-Be source. *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. B Beam Interact. with Materials and Atoms* **262**: 329–332
- Knoll, Glenn F., 1999. *Radiation Detection and Measurement*. Third edition.
- Knoll, Glenn F., 2010. *Radiation Detection and Measurement*. Michigan, USA: JOHN WILEY & SONS. Fourth edition.
- Koch, R. C., 1960. *ACTIVATION ANALYSIS HANDBOOK*. New York, USA: First edition.
- Kruger, Paul., 1971. Principles of Activation Analysis. *Nuclear Technology* **15**:522.
- Kuznetsov, A. V., Evsenin, A. V., Gorshkov, I. Y., Osetrov, O. I. and Vakhtin, D. N., 2004. Detection of buried explosives using portable neutron sources with nanosecond timing. *Applied Radiation and Isotopes*, **61**: 51-57.
- Lacoste, V., Gressier, V., Muller, H. and Lebreton, L., 2004. Characterisation of the IRSN Graphite moderated Americium-Beryllium neutron field. *Radiation Protection Dosimetry*, **110**: 135-39.
- Laili, Z., Yasir, M., Omar, M., Mohd Z, I., Philip, E., Deng, S., Noli, F., Kazakis, N., Vargemezis, G., Ioannidou, A., Felice, P., Gascoyne, M., Ward, A., Alhajji, E., Al-Masri, M., Khalily, H., Naoum, B., Khalil, H., Nashawati, A., Sonali, P., Ajay, K., Priyanka, J., Rupali, K., Rajesh, V., Rajvir, S., Pradeepkumar, K., Bell, S., and Sima, O., 2016. *GenieTM 2000 Spectroscopy Software Operations*. Canberra.
- Lamarsh, John R., 1972. *Introduction to Nuclear Reactors Theory*. New York, USA: ADDISON-WESLEY PUBLISHING COMPANY. Third Edition.
- Landsberger, S., O’Kelly, D.J., Braisted, J. and Panno, S., 2006. Determination of bromine, chlorine and iodine in environmental aqueous samples by epithermal neutron activation analysis and Compton suppression. *Journal Radioanal Nucl. Chem.* **269**: 697–702.
- Landsberger, S., 2011. Twenty five Years of neutron activation analysis: A personal perspective on utilization of the techniques. *IAEA*, A18:1–6.
- LANL. 2008. *Overview and Theory X-5 Monte Carlo Team. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*. Vol. I.
- Lee, W.C., Mahood, D.B., Ryge, P., Shea, P., and Gozani, T., 1995. Thermal neutron analysis (TNA) explosive detection based on electronic neutron generators. *Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, B* **99** (1–4):739–42.
- Lewis, Elmer E., 2008. *FUNDAMENTALS OF NUCLEAR REACTOR PHYSICS*. Academic Press is an imprint of Elsevier. First Edition.

- Linares Carrasco, Nadia Sira., 2013. Estudio sobre la medida de la velocidad de detonación. Proyecto Fin de Carrera. Universidad Politécnica de Madrid.
- Loschke, K.W. and Dunn, W.L., 2010. Detection of chemical explosives using multiple photon signatures. *Applied Radiation and Isotopes*, **68**:884-87
- Macdonald, R., 2001. Design and Implementation of a Dual-Energy X-Ray Imaging System for Organic Material Detection in an Airport Security Application. *SPIE*, **4301**: 31-37.
- Matthew, Christopher P., 2010. Design studies for stand off bomb detection. Thesis Master of Science. Kansas State University.
- Maučec, M., and De Meijer, R.J., 2002. Monte Carlo simulations as a feasibility tool for non-metallic land-mine detection by thermal-neutron backscattering. *Applied Radiation and Isotopes* **56** (6):837-46.
- Mendez Villafañe, Roberto, Gallego E., Lorente, A., Ibáñez, S. and Guerrero, J., 2011. Estudio de la anisotropía de una fuente de Am-Be de 111GBq." *XVIII Congreso Nacional SEFM/XIII Congreso Nacional de La SEPR*, 802-8.
- Metropolis, Nicholas. and Ulam, S., 1949. The Monte Carlo Method. *Journal of American Statistical Association* **44** (247):335-41.
- Meyer, R., Köhler, J. and Homburg, A., 2007. *Explosives*. Wiley-VCH & Co. KGaA. Germany. Sixth edition.
- Miklaszeswski, R., Wiacek, U., Dworak, D., Drozdowicz, K. and Gribkov, V., 2012. Detection of explosives and other illicit materials by a single nanosecond neutron pulses – Monte Carlo simulation of the detection process. *Journal of Instrumentation*, **7**: 1-12.
- Miller, S.C., 1993. AFITBUNKI: A Modified Iterative Code to Unfold Neutron Spectra from Bonner Sphere Detector Data. Air Force Institute of Technology Air University.
- Molnár, Gábor L., 2004. *Handbook of prompt gamma activation with neutron beams*. Kluwer Academic Publishers, Budapest, Hungary. First edition.
- Monedero, María Pinto., 2009. Evaluación de semiconductores como detectores de radiación para PET. Detectores De CZT. Master en Física Biomédica. Universidad Complutense de Madrid.
- ORTEC., 2015. NaI Scintillation Detectors.
- Ortiz-Rodríguez, J.M., Martínez-B, M.R. and Vega-Carrillo, H.R., 2013. Nsdann, Un código para espectrometría y dosimetría neutrónicas. Editorial Académica Española. Primera edición.
- Overley, J., 1985. Determination of H, C, N, O, Content of Bulk Materials from Neutron-

- Attenuation Measurements. *Application Radiation and Isotopes*, **36**: 185-91.
- Palermo, I. (2014). *Diseño de un reactor de fusion por confinamiento magnetico con envoltura regeneradora liquida de doble refrigerante He/LiPb (DCLL)*. Tesis Doctoral. Universidad Nacional de Educación a Distancia. Departamento de Ingenieria Energetica.
- Palomino, Ana., 2008. Adicción a cocaína: Estudio genómico de moduladores de la transmisión glutamatérgica. Tesis Doctoral. Universidad Complutense de Madrid.
- Pelowitz, D., Fallgren, A. and McMath, G., 2014. MCNP6™ User's manual code version 6.1.1 beta. **Report LA-CP-14-00745, Rev. 0**. Los Alamos National Laboratory, USA
- Pelowitz, Denise B., 2011. MCNPX™ User's manual version 2.7.0, **Report LA-CP-11-00438**. Los Alamos National Laboratory, USA
- Pinto-Monedero, M., 2007. Evaluación de semiconductores como detectores de radiación para PET, detectores de CZT. Tesis Maestria en Física Biomédica. Universidad Complutense de Madrid, España.
- Price, P.B. and Walker., R. M., 1962. Electron microscope observation of etched tracks from spallation recoils in mica. *Physical Review Letters* **8** (5):217–21.
- Qing, S., Shengnan Ch. and Wenbao, J., 2015. Monte Carlo simulation of moderator and reflector in coal analyzer based on a D-T neutron generator. *Applied Radiation and Isotopes*, **105**: 204–208.
- Reyes-Haro, A. and Ortiz-Rodriguez, J.M., 2014. Prueba Y Validación Del Código Iterativo Para La Espectrometría Y Dosimetría De Neutrones : *Nsduaz*, in: *ISSSD 2014 April 13 to 16th, 2014*, Cusco, Perú, 296–309.
- Reynolds, Leon M., Kessler, Wayne V., Christian, John E. and Ziemer, Paul L., 1967. Use of activation analysis in problems of drug control. *Journal of Pharmaceutical Sciences* **56** (4):437–43.
- Rodríguez-Villafuerte, M., Alba-Sanchez, H., Murrieta, T. and Martínez-Davalos, A., 2011. Espectroscopía gamma con LaBr₃ y LYSO para su aplicación en medicina nuclear. *Revista mexicana de física* **57** (1):91–97.
- Runkle, R. C., White, T. A., Miller, E. A., Caggiano, J. A. and Collins, B. A., 2009. Photon and neutron interrogation techniques for chemical explosives detection in air cargo: A critical review. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, **603**: 510-28.
- Sabogal Carmona, Sebastian Juan., 2010. Determinación de la composición química de drogas de abuso, incautadas en colombia, durante el primer semestre del 2010: Fase 1, cocaína en muestrass de basuco procedentes del laboratorio de estupefacientes del Instituto Nacional de Medicina Legal y Ciencias. Magister en Toxicología.

Universidad Nacional de Colombia.

- Sakurai, Yoshinori, Sasaki, Akira, and Kobayashi, Tooru., 2004. Development of neutron shielding material using metathesis-polymer matrix. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* **522** (A):455–61.
- Salgado, C.M., Brandão, L.E.B., Schirru, R., Pereira, and Conti, C.C., 2012. Validation of a NaI(Tl) detector's model developed with MCNP-X code. *Prog. Nucl. Energy* **59**: 19–25.
- Schwarz, A., Schwarz, R., and Carter, L.L., 2011. MCNP/MCNPX Visual Editor Computer Conde Manual. *RSICC*.
- Sharma, Partha Das., 2000. Explosives and Detonators. 1-15.
- Sharma, M., Alajo, A. and Liu, X., 2014. MCNP modeling of a neutron generator and its shielding at Missouri University of Science and Technology. *Nuclear Instrument and Methods in Physics Research A*, **767**: 126-134.
- Shea, D. and Morgan D., 2005. Detection of explosives on airline passengers: Recommendation of the 9/11 commission and related issues. *CRS Report for Congress*. 1-6.
- Shultis, J.K. and Faw. R.E., 2006. “An MCNP primer. *Structure* **66506** (c):1–45.
- Skinner, G.K., 2008. *Practical gamma-ray spectrometry. Molecular and Biomolecular Spectroscopy*. Warrington, UK: JOHN WILEY & SONS. Second edition. Vol. 52.
- Soppera, N, Bossant, M. and Dupont, E., 2014. JANIS 4: An Improved Version of the NEA Java-Based Nuclear Data Information System. *Nuclear Data Sheets* **120**:294–96.
- Takahashi, Yoshiyuki, Misawa, Tsuyoshi, Pyeon, Cheol Ho, Shiroya, Seiji, and Yoshikawa, Kiyoshi., 2011. Landmine detection method combined with backscattering neutrons and capture gamma-rays from hydrogen. *Applied Radiation and Isotopes* **69** (7):1027–32.
- Tartaglione, Aureliano., 2009. Desarrollo de técnicas de detección de sustancias por irradiación pulsada de neutrones. Tesis Doctoral. Universidad Nacional de Cuyo.
- Thorstensen, Svein., 1996. Las salvaguardias y el tráfico nuclear ilícito: Hacia un control más eficaz. *Punto de Vista. Boletín Del OIEA*, **4/1996**, 1996.
- Travesi, A., 1975. *AAN*. Madrid, España: Ediciones JEN. Primera Edition.
- Tsoufanidis, N., 1995. *Measurement and Detection of Radiation*. Edited by Nicholas Tsoufanidis. *Radiation Research*. Washington, USA: Taylor & Francis Group. Second Edition.
- Tsoufanidis, N. and Landsberger, S., 2015. *Measurement and Detection of Radiation*.

- Radiation Research*. Washington, USA: Taylor & Francis Group. Fourth Edition.
- Turner, James E., 2007. *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*. Weinheim, Germany: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA. Third Edition.
- Twomey, T.R., Caffrey, A.J. and Chichester, D.L., 2007. Nondestructive identification of chemical warfare agents and explosives by neutron generator-driven PGNA." *Idaho National Laboratory*, 1–10.
- Urdaniz, María Corina, and Real, Mariano, 2004. Activación neutrónica y vida media. Buenos Aires, Argentina. 1-9.
- Vega-Carrillo, H.R., Benites-Rengifo, Hernandez-Davila, Ortiz-Rodriguez, and De Leon-Martínez, 2016. NaI(Tl) Scintillator's Response Functions for Point-like and Distributed Gamma-Ray Sources. *Journal Nucl. Physics, Mater. Sci. Radiat. Appl.* **4**: 129–137.
- Vega-Carrillo, H.R. and Martinez-Ovalle, S.A., 2016. Few groups neutron spectra, and dosimetric, features, of isotopic neutron sources. *Applied Radiation and Isotopes* **117**:42–50.
- Vega-Carrillo, H.R., Guzman-Garcia, K.A., Gallego, E. and Lorente, A., 2014. Passive neutron area monitor with pairs of TLDs as neutron detector. *Radiat. Meas.* **69**: 30–34.
- Vega-Carrillo, H.R., Gallego, E., Lorente, A. Rubio, I., and Méndez, R., 2012. Neutron features at the UPM neutronics hall. *Applied Radiation and Isotopes* **70**:1603–7.
- Vega-Carrillo, H.R., Gallego, E., Lorente, A. and Rubio, I., 2009. Campo de neutrones en la sala de medidas neutrónicas de la Universidad Politécnica de Madrid. **Reporte UaEN/RI-NEUT/UPM-03/05260609**. España.
- Vega-Carrillo, H.R., Manzanares-Acuña, E., Hernandez-Davila, V.M., Chacon-Ruiz, A., Gallego, E. and Lorente, A., 2007. Neutron fluence rate measurement using prompt gamma rays. *Radiat. Prot. Dosimetry* **126**: 265–268.
- Vega Carrillo, H.R. and Iñiguez, M.P., 2002. Catalogue to select the initial guess spectrum during unfolding. *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip.* **476**: 270–272.
- Vitorelli, J., Silva A., Crispim V., Da Fonseca E. and Pereira W. (2005). Monte Carlo Simulation of response function for a NaI(Tl) detector for gamma rays from $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ source. *Applied Radiation and Isotopes*, **62**: 619-22.
- Vourvopoulos, G, and Womble, P., 2001. Pulsed Fast/Thermal Neutron Analysis: A Technique for Explosives Detection." *Talanta* **54**:459–68.
- Witkowska, E, Szczepaniak, K. and Biziuk, M., 2005. Some applications of neutron activation analysis : A Review." *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*

265 (1):141–50.

- Yasin, T. and Khan, M., 2008. High density polyethylene/boron carbide composites for neutron shielding.” *E-Polymers* **59**:1–7.
- Yaffe, M. and Rowlands, J., 1997. X-ray detectors for digital radiography. *Physics in Medicine & Biology*, **42**: 1-39.
- Yousri, A.M., Osman, A.M., Kansouh, W.A., Reda, A.M., Bashter, I.I. and Megahid, R., 2012. Scanning of cargo containers by gamma-ray and fast neutron radiography. *Armenian Journal of Physics*, **5**:1-7.

6 ANEXOS

6.1 *FICHEROS MCNP*

6.1.1 FICHERO 1: Sistema de Detección de Explosivos o EDS (ejemplo)

Ficheros MCNP

Archivo de entrada 1: Sistema de Detección de Explosivos o EDS

Simulación 19, detección de elementos en el Nitrato de Amonio mediante un generador de D-D con un detector de NaI(Tl) 3"x3", moderado con polietileno de alta densidad y blindaje de plomo

Esta archivo de entrada se considera modelo tipo, para la realización de las simulaciones se utilizó el mismo generador variando el blindaje, el material de moderación, ubicación tamaño y número de detectores de NaI(Tl), y el material a indagar (RDX, TNT, Nitrato de Amonio).

INICIO

Detector de explosivos mediante generador de D-D

```

c
c *****
c *
c *          UNIVERSIDAD POLITECNICA DE MADRID          *
c *          DEPARTAMENTO DE INGENIERIA ENERGETICA      *
c *
c *          articulo 1                                *
c *
c *          AUTOR: LENIN E. CEVALLOS-ROBALINO          *
c *          TUTOR: Eduardo Gallego Diaz              *
c *****
c
c Directory: C:\MCNPX\bin
c Code: MCNPX/MCNP6,MCNP5 (MESH)
c Archives: sim19_na3x3
c Start date: 14 June/2016
c Version 1.0: Generator D-D110 Adelphi Lenin E. CEVALLOS-ROBALINO
c tesis doctoral
c
c VISED CELDAS VISUALIZADOR: 2-24
c 1 - Aire recinto
c 2-3 - Titanio desnudo
c 4-15 - Generador D-D
c 17-24 - HDPE
c 13 - Haz
c
c *****
c *          CELDAS                                     *
c * -----*
c * Cell Density      Surfaces      Importance $ Comentario      *
c * # <0, g/cm3                                           *
c *****
c
1  1  -0.001205  -1 41 36 25 imp:n,p=1
26 1  -0.001205   25 -40   imp:n,p=1 $ window
2  2  -4.54      -2       imp:n,p=1 $ Titanio D-D
3  1  -1.205E-30  2 -13    imp:n,p=1 $ Titanio envolt al
4  5  -2.6989    13 -14    imp:n,p=1 $ Aluminio
5  1  -1.205E-30  14 -3     imp:n,p=1 $ huelgo vacio
6  3  -8         -4 3      imp:n,p=1 $ G D-D- stainless 304
7  1  -1.205E-30  3 4 -5    imp:n,p=1 $ huelgo vacio
8  3  -8         3 4 5 -6   imp:n,p=1 $ bomba de vacio
9  3  -8         -7       imp:n,p=1 $ brida inicial
10 3  -8         -15      imp:n,p=1 $ brida inicial
11 3  -8         -8       imp:n,p=1 $ brida junta electr
12 3  -8         -9       imp:n,p=1 $ brida inicial electronica
13 1  -1.205E-30 -17      imp:n,p=1 $ Electronica
14 3  -8         17 -10    imp:n,p=1 $ vacio dentro
15 3  -8         -16      imp:n,p=1 $ brida final
c
16 6  -1.19      5 4 -18 40 imp:n,p=1 $ plexiglas
c
17 4  -0.95      -11 4 6 40 imp:n,p=1 $ poly izquierda
18 4  -0.95      -12 4 6 40 imp:n,p=1 $ poly siguiente izq
19 4  -0.95      -19 4 6    imp:n,p=1 $ poly siguiente izq
20 4  -0.95      -20 4 6    imp:n,p=1 $ poly siguiente izq
21 4  -0.95      -21 15 10 8 9 7 4 6 imp:n,p=1 $ poly izquierda final
22 4  -0.95      -22 10 8 9 7 4 6   imp:n,p=1 $ poly derecho junto plexi
23 4  -0.95      -23 16 10 8 9 7 4 6 imp:n,p=1 $ polysiguiente derecho
24 4  -0.95      -24       imp:n,p=1 $ poly derecha -electronica
c
33 4  -0.95 -33 6 18 11 12 19 20 21 22 23 24 40 imp:n,p=1 $ polyethylene

```

```

25 10 -1.725    -25          imp:n,p=1    $ sample Nitrate Amonium
c
c
34  7 -3.667    -34          imp:n,p=1    $ Cristal NaI
35  8 -3.58     34 -35       imp:n,p=1    $ MgO
36  9 -2.6989   35 -36       imp:n,p=1    $ carcasa detector (Al)
c
37 12 -1   -37 33 40         imp:n,p=1    $ moderator polyethylene borated
c
38 11 -11.35 -38 37 40       imp:n,p=1    $ shield lead
c
39 12 -1   -39 38 40         imp:n,p=1    $ Polyethylene Borated
c
41 11 -11.35 -41 39 40       imp:n,p=1    $ shield lead
c
100      0          1      imp:n,p=0    $ Mundo Exterior
c
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c *                               SUPERFICIES                               *
c * Geom          Size          $ Coments                               *
c *****
c
c Entorno
1 so 400
c Blanco de titanio en el interior del generador D-D
c cambio de fuente por rectangular segun definicion
2 rpp -2 2 -0.0051 0.0051 -0.5 0.5
14 rcc -20      0 0 28.00 0 0 6.05 $ envoltura Aluminio 0.15 cm
13 rcc -19.84 0 0 27.68 0 0 5.9  $ vacio 12.1 diametro
c Genereador D-D
3 rcc -33.84 0 0 43.52 0 0 11.84 $ vacio
4 rcc -34.00 0 0 44.00 0 0 12.00 $ 1.6 mm espesor ACERO
c BOMBA DE VACIO
5 rcc 0 0 3.05 0 0 34.84 7.13 $ Aire Lartgo sin especificar (9.45) es, 0 imp
6 rcc 0 0 3.05 0 0 35.00 7.45 $ 20.30cm y 18.9 cm hueco
c BRIDAS
7 rcc -35.115 0 0 1.115 0 0 12.7
15 rcc -36.230 0 0 1.115 0 0 12.7
8 rcc 10 000 0 1.115 0 0 12.7
9 rcc 11.115 0 0 1.115 0 0 12.7
c Electronica
10 rcc 12.23 0 0 11 0 0 12          $ ELECTRONICA vacio dentro
17 rcc 12.39 0 0 10.68 0 0 11.84    $ ELECTRONICA DIGITAL
16 rcc 23.23 0 0 1.115 0 0 12      $ brida final tesis bergaoui
c MODERADOR
11 rpp -1.5 7.5 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
12 rpp -10.5 -1.5 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
18 rpp 7.5 10 -30.48 30.48 -24 24 $ plexiglass
19 rpp -19.5 -10.5 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
20 rpp -28.5 -19.5 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
21 rpp -37.5 -28.5 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
22 rpp 10 19 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
23 rpp 19 28 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
24 rpp 28 37 -30.48 30.48 -24 24 $ HDPE 9 cm
33 rpp -52.5 52 -45.48 45.48 -39 39 $ polyethylene 15 cm
c Moderator
37 rpp -60.5 60 -53.48 53.48 -49 49 $ Mod. Polyethylene Borated 10cm
c Shield Lead
38 rpp -66 65.5 -58.98 58.98 -55.5 55.5 $ Shield Lead 6.5cm
c
39 rpp -71 70.5 -63.98 63.93 -60.5 60.5 $ Mod. polyethylene Borated 5cm
c
41 rpp -73 72.5 -65.98 65.98 -62.5 62.5 $ Shield Lead 2cm
c Celdas para determinar F4
25 1 rpp -4 4 -4 4 -4 4
c
c
c NaI 3x3 in
34 2 rcc 0 0 -3.95 0 0 7.2 3.81 $ NaI glass
35 2 rcc 0 0 -3.95 0 0 7.5 4.10439 $ MgO
36 2 rcc 0 0 -6.95 0 0 10.6 4.18719 $ Aluminium
c
40 rpp -10 10 -10 10 -62.5 -13 $ window
c

```

ANEXOS

```

c
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
(ESPACIO EN BLANCO)
c -----
c          Source
c -----
c
c sdef par=1 erg=d1 rad=d2 cel=2 ext=d3 pos=0 0 0 axs=1 0 0
sdef x=d1 y=d2 z=d3 erg=d4 par=1
sp4 -4 -0.10 -2.5
c
si1 -2 2
spl 0 1
si2 -0.0051 0.0051
sp2 0 1
si3 -0.5 0.5
sp3 0 1
c
c -----
c          Materials
c -----
m1 6000 -0.000124 & $ Air
    7014 -0.755268 &
    8016 -0.231781 &
    18000 -0.012827
m2 22000 -1 $ Titanium
m3 26000 -0.701730 & $ Stainless Steel 304
    6000 -0.000400 & $ 8 gr/cm3
    25055 -0.010000 &
    14000 -0.005000 &
    15031 -0.000230 &
    16000 -0.000150 &
    24000 -0.190000 &
    28000 -0.092500
mt4 poly.10t
m4 1001 -0.143716 & $ Polyethylene
    6000 -0.856284
m5 13027 -1.00 $ Aluminium
m6 1001 -0.080538 & $ PMMA
    6012 -0.599848 &
    8016 -0.319614
m7 11023 -0.153773 & $ NaI
    53127 -0.846227
m8 8016 -0.396964 & $ oxygen
    12000 -0.603036 $ Magnesium
m9 13027 +1 $ Al
m10 1001 -0.05 & $ Ammonium Nitrate hydrogen
    7014 -0.350 &
    8016 -0.6000
m11 82000 -1 $ Pb 11.35g/cm3
m12 1001 -0.125355 & $ Polyethylene borate
    5010 -0.1 &
    6000 -0.774645
mt12 poly.10t
c *****
c *          Tallies          *
c *****
c
c -----
c          Detectors
c -----
f8:p 34
e8 0 1.0e-5 1.0e-3 1020i 15
ft8 geb -0.00789 0.06769 0.21159 $ geb 3"x3"
f18:p 34
e18 0 1.0e-5 1.0e-3 1020i 15
f4:p 34
e4 0 1.0e-5 1.0e-3 1020i 15
f14:n 25
e14 0.025e-6 0.4e-6 1e-6 1e-5 1e-3 2.5e-2 1 2.54 3 5 10 14.1
c
TR1 0 0 -66.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ sample
TR2 0 0 -91 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ detector
264 0 0 1.0 $ H(10) $ to 2m from device
c
cut:p j 0.25

```

```
cut:n j 0  
mode n p  
nps 1e9  
prtmp 0 1e6  
print
```

FINAL

6.1.2 FICHERO 2: Simulación de ensayos en la bancada LMN-DIE (ejemplo)

Archivo de entrada 2: Simulación para ensayos en la bancada del Laboratorio de Medidas Neutrónicas del Departamento de Ingeniería Energética

Archivo de entrada modelo para la obtención de la firma del hidrógeno y Carbono de una esfera Bonner mediante la fuente de $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ y un detector centellador de NaI(Tl) .

INICIO

Sala neutronica _UPM

```

c
c *****
c *
c *          UNIVERSIDAD POLITECNICA DE MADRID          *
c *          DEPARTAMENTO DE INGENIERIA ENERGETICA      *
c *
c *          Pruebas bancada                          *
c *
c *          AUTOR: LENIN E. CEVALLOS-ROBALINO          *
c *          TUTOR: Eduardo Gallego Diaz               *
c *****
c
c Version 1.0: Fuente isotopica de 241AmBe (3 Ci) sobre la bancada
c              a 3 metros de altura sobre el piso
c              Q nominal de la fuente = 6.64(6) n/seg
c Sitio: UPM - DIE
c Datos de la fuente, sala y bancada: Alfredo Lorente
c Requerimientos: Eduardo Gallego
c Codigo: MCNPX_(12/09/2016)
c *****
c *          Datos de las celdas                      *
c * -----
c * Celda  Densidad  Superficies          Importancia  $ Comentario  *
c * #      <0, g/cm3
c *****
c          ***** Celdas de la fuente *****
1      0          -1 -12 13          imp:n,p=2  $ Interior (hide
Am-Be)
2      2  -7.9      (-11 12 -2):(-12 13 1 -2):(-13 14 -2) imp:n,p=4  $ Cladding
3      3 -11.4      (-10 11 -3):(-14 15 -3):(-11 14 2 -3) imp:n,p=6  $ Pb
4      4  -2.7      (-9 10 -5):(-15 16 -5):(-10 15 3 -5)  imp:n,p=8  $ Al
5      5 -1.293E-3  (-8 9 -6):(-16 17 4 -6):(-9 16 5 -6)  imp:n,p=10 $ Aire
6      6  -7.86     (-8 17 6 -7):(-17 18 -7)              imp:n,p=12 $ Tubo (Fe)
7      7  -1.14     -16 17 -4              imp:n,p=1  $ Nylon(T6)
c          *****
c          Celdas nueva bancada
c          *****
8      5  -1.293E-3  -301          imp:n,p=1  $ Aire
9      11 -7.86      301 -302 imp:n,p=1  $ A 42-B
10     5  -1.293E-3  -303          imp:n,p=1
11     11 -7.86      303 -304 imp:n,p=1
12     5  -1.293E-3  -305          imp:n,p=1
13     11 -7.86      305 -306 imp:n,p=1
14     5  -1.293E-3  -307          imp:n,p=1
15     11 -7.86      307 -308 imp:n,p=1
16     5  -1.293E-3  -309          imp:n,p=1
17     11 -7.86      309 -310 imp:n,p=1
18     5  -1.293E-3  -311          imp:n,p=1
19     11 -7.86      311 -312 imp:n,p=1
20     5  -1.293E-3  -313          imp:n,p=1
21     11 -7.86      313 -314 imp:n,p=1
22     5  -1.293E-3  -315          imp:n,p=1
23     11 -7.86      315 -316 imp:n,p=1
24     5  -1.293E-3  -317          imp:n,p=1
25     11 -7.86      317 -318 imp:n,p=1
26     5  -1.293E-3  -319          imp:n,p=1
27     11 -7.86      319 -320 imp:n,p=1
28     5  -1.293E-3  -321          imp:n,p=1
29     11 -7.86      321 -322 imp:n,p=1
30     5  -1.293E-3  -323          imp:n,p=1
31     11 -7.86      323 -324 imp:n,p=1
32     5  -1.293E-3  -325          imp:n,p=1
33     11 -7.86      325 -326 imp:n,p=1
34     5  -1.293E-3  -327          imp:n,p=1
35     11 -7.86      327 -328 imp:n,p=1
36     5  -1.293E-3  -329          imp:n,p=1
37     11 -7.86      329 -330 imp:n,p=1
38     5  -1.293E-3  -331          imp:n,p=1
39     11 -7.86      331 -332 imp:n,p=1
40     5  -1.293E-3  -333          imp:n,p=1

```

```

41 11 -7.86 333 -334 imp:n,p=1
42 13 -7.95 -335 341 imp:n,p=1 $ Shell barra
43 13 -7.95 -336 342 imp:n,p=1
44 4 -2.7 338 -337 imp:n,p=1 $ CARCAZA (Motor-Fuente)
45 15 -8.96 339 -340 imp:n,p=1 $ DEVANADO
46 12 -7.93 -339 imp:n,p=1 $ EJE
47 5 -1.293E-3 339 340 -338 imp:n,p=1
48 5 -1.293E-3 -341 imp:n,p=1 $ Hueco aire barra
49 5 -1.293E-3 -342 imp:n,p=1 $ Hueco aire barra
50 12 -7.93 -343 imp:n,p=1 $ Tornillo sin fin
51 5 -1.293E-3 -344 imp:n,p=1
52 11 -7.86 344 -345 imp:n,p=1
53 5 -1.293E-3 -346 imp:n,p=1
54 11 -7.86 346 -347 imp:n,p=1
55 5 -1.293E-3 -348 imp:n,p=1
56 11 -7.86 348 -349 imp:n,p=1
57 5 -1.293E-3 -350 imp:n,p=1
58 11 -7.86 350 -351 imp:n,p=1
c ----- Marco amarillo -----
59 11 -7.86 -352 353 imp:n,p=1 $ A 42-B
c ----- Travesaño intermedio recto -----
60 5 -1.293E-3 -354 imp:n,p=1
61 11 -7.86 354 -355 imp:n,p=1
c ----- Travesaño intermedio inclinado -----
62 5 -1.293E-3 -356 imp:n,p=1
63 11 -7.86 356 -357 imp:n,p=1
c ----- Barras entre placas del pantógrafo --
64 13 -7.95 -462 imp:n,p=1
65 13 -7.95 -463 imp:n,p=1
66 13 -7.95 -464 imp:n,p=1
67 13 -7.95 -465 imp:n,p=1
68 13 -7.95 -466 imp:n,p=1
69 13 -7.95 -467 imp:n,p=1
70 13 -7.95 -468 imp:n,p=1
71 13 -7.95 -469 imp:n,p=1
72 13 -7.95 -470 imp:n,p=1
73 13 -7.95 -471 imp:n,p=1
74 13 -7.95 -472 imp:n,p=1
75 13 -7.95 -473 imp:n,p=1
76 13 -7.95 -474 imp:n,p=1
77 13 -7.95 -475 imp:n,p=1
78 13 -7.95 -476 imp:n,p=1
79 13 -7.95 -477 imp:n,p=1
80 13 -7.95 -478 imp:n,p=1
81 13 -7.95 -479 imp:n,p=1
82 13 -7.95 -480 imp:n,p=1
83 13 -7.95 -481 imp:n,p=1
84 13 -7.95 -482 imp:n,p=1
85 13 -7.95 -483 imp:n,p=1
86 13 -7.95 -484 imp:n,p=1
87 13 -7.95 -485 imp:n,p=1
88 13 -7.95 -486 imp:n,p=1
89 13 -7.95 -487 imp:n,p=1
90 13 -7.95 -488 imp:n,p=1
91 13 -7.95 -489 imp:n,p=1
92 13 -7.95 -490 imp:n,p=1
93 13 -7.95 -491 imp:n,p=1
c ----- Placas -----
94 12 -7.93 -450 imp:n,p=10 $ AISI-304
95 13 -7.95 -451 imp:n,p=1 $ Acero Disco
96 13 -7.95 -452 imp:n,p=1 $ Acero Disco
97 13 -7.95 -453 imp:n,p=1 $ Acero Disco
98 13 -7.95 -455 imp:n,p=1 $ Eje del cono nylon
99 7 -1.14 455 -456 imp:n,p=1 $ Cono de nylon
c ---- 297 12 -8 -457 imp:n,p=1 $ Redu Vel Cono
100 4 -2.7 459 -458 imp:n,p=1 $ Carcasa (Motor-Fuente)
101 15 -8.96 460 -461 imp:n,p=1 $ Devanado
102 12 -7.93 -460 imp:n,p=1 $ Eje
103 5 -1.293E-3 460 461 -459 imp:n,p=1
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
104 5 -1.293E-3 -492 imp:n,p=1
105 11 -7.86 492 -493 imp:n,p=1
c ----- Reductor centro -----
106 5 -1.293E-3 -494 imp:n,p=1
107 11 -7.86 494 -495 imp:n,p=1
c ----- Reductor junto al cono -----

```

ANEXOS

```

108      5   -1.293E-3  -496          imp:n,p=1
109     11   -7.86 496  -497          imp:n,p=1
c
c      *****
c      Techo, piso y muros de la sala
c      *****
110      8   -2.0          108 -105 117 -111 400 -119 imp:n,p=1 $ Techo
111     10  -0.95          108 -105 117 -111 120 -400 imp:n,p=1 $ Polyboro
112      9  -2.35          108 -105 111 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro atras
113      9  -2.35          108 -105 118 -117 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro delante
114      9  -2.35          109 -108 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro derecha
115      9  -2.35          105 -106 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro izquierda
116      9  -2.35          108 -105 117 -111 125 -124 imp:n,p=1 $ Piso
c      *****
c      Muros formados por los bloques
c      *****
117      9  -2.35          102 -105 113 -112 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques cerca Q
118      9  -2.35          107 -101 115 -114 124 -123 imp:n,p=1 $ Bloques chaparro
119      9  -2.35          108 -103 116 -115 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques lejos Q
c
c      *****
c      Aire en la sala: dentro de la zona de irradiacion
c      *****
120      5  -1.293E-3  (108 -105 112 -111 121 -120):&
                        (100 -121 124 108 -105 112 -111)  imp:n,p=1
c
c      *****
c      Aire en la sala: fuera de la zona de irradiacion
c      *****
121      5  -1.293E-3  (108 -105 117 -112 124 -120)&
                        #117#118#119          imp:n,p=1 $ Celdas excluidas
c
c      *****
c      Santorium
c      *****
122      5  -1.293E-3  (-121 126 -100 -127)#24#25#26#27#28#29 imp:n,p=5
123      5  -1.293E-3  (-121 126 -100 127 225 236)#1#2#3#4#5#6#7#8#9#10#11#12&
                        #13#20#21#42#43#48#49#50#59#64#65#66#67#68&
                        #69#70#71#72#73#74#75#76#77#78#79#80#81&
                        #82#83#84#85#86#87#88#89#90#91#92#93#94#95#96&
                        #97#98#99#100#101#102#103#104#105#106#107#&
                        108#109 imp:n,p=5
124      5  -1.293E-3  (-126 124 -100)#14#15#16#17#18#19#22#23&
                        #30#31#32#33#34#35#36#37#38#39#40#41#44&
                        #45#46#47#51#52#53#54#55#56#57#58#60#61&
                        #62#63 imp:n,p=5
c
c      *****
c      Aire fuera de la sala
c      *****
125      5  -1.293E-3  (-300 119):(-300 -125):(-300 -119 125 -118):&
                        (-300 110 -119 125):(-300 106):(-300 -109):&
                        (-300 110 109 -106):(-300 -118 -106 109)  imp:n,p=1
c
130 16 -0.94          -225 imp:n,p=1  $ esfera
c
127 17 -3.667          -234          imp:n,p=1  $ Cristal NaI
128 18 -3.58          234 -235          imp:n,p=1  $ MgO
129 19 -2.6989        235 -236          imp:n,p=1  $ carcasa detector (Al)
c      *****
c      Mundo exterior
c      *****
126      0          300          imp:n,p=0
c
(ESPACIO EN BLANCO)
c      *****
c      *                               Superficies                               *
c      * Geomet Dimensiones          $ Comentarios                               *
c      *****
c
225 3 sph 0 0 0 12.7
c NaI
234 2 rcc -3.45 0 0 1.8 0 0 1.55 $ Cristal NaI
235 2 rcc -3.85 0 0 2.2 0 0 1.8  $ MgO
236 2 rcc -3.95 0 0 5.3 0 0 2.0  $ Aluminio
c

```

```

1      cz      0.74041      $ Radio del AmBe
2      cz      0.9525      $ Radio del Cladding
3      cz      1.0525      $ Radio del Plomo
4      cz      1.2000      $ Radio del Nylon
5      cz      1.25        $ Radio de la capsula de traslado de la fuente
6      cz      1.27        $ Radio interno del tubo de la fuente
7      cz      1.42        $ Radio externo del tubo de la fuente
8      pz      55.00       $ Techo del tubo de la fuente
9      pz      4.61587     $ Techo de la capsula de traslado de la fuente
10     pz      2.61587     $ Techo superior de Pb
11     pz      2.51587     $ Techo del cladding
12     pz      2.32156     $ Techo del AmBe
13     pz      -2.32156    $ Piso del AmBe
14     pz      -2.51587    $ Piso del Cladding
15     pz      -2.61587    $ Piso del Plomo
16     pz      -4.61587    $ Piso de la capsula de traslado de la fuente
17     pz      -6.11587    $ Piso del Nylon
18     pz      -11.11587   $ Piso del tubo de la fuente
c ***** Recinto Cilindrico Santorium *****
100    cz      300         $ Recinto virtual
101    px      80          $
102    px      200         $
103    px      315         $
105    px      450         $
106    px      500         $
107    px      -320        $
108    px      -450        $
109    px      -500        $
110    py      450         $
111    py      400         $
112    py      -400        $
113    py      -450        $
114    py      -555        $
115    py      -605        $
116    py      -655        $
117    py      -1200       $
118    py      -1250       $
119    pz      545         $ Superficie superior del techo
400    pz      500         $ Superficie con PolyBoro 1/18-Mzo/03
120    pz      495         $ Techo (Sup. inferior)
121    pz      300         $
122    pz      0.00001     $
123    pz      -25         $
124    pz      -305        $ Nivel del suelo
125    pz      -350        $ Colado de concreto
126    pz      -112        $ Superficie que divide en dos el santuarium
127    py      -200        $ Superficie que divide el santuarium
300    so      1800        $
c ***** NUEVA BANCADA *****
c
c ----- Elemento de sujeccion de la fuente -----
301    rpp     -3.5 3.5 2.02 16.02 25.5 32.5 $ Aire
302    rpp     -4 4 1.52 16.52 25 33 $ A-42B
c ----- Travesano (Fuente) -----
303    rpp     -36.5 36.5 17.02 24.02 25.5 32.5 $ Aire
304    rpp     -37 37 16.52 24.52 25 33 $ A-42B
c ----- Poste derecho (Fuente) -----
305    rpp     29.5 36.5 17.02 24.02 -111.5 24.5 $ Aire
306    rpp     29 37 16.52 24.52 -112 25 $ A-42B
c ----- Elemento derecho (largo) (Fuente) -----
307    rpp     29.5 36.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
308    rpp     29 37 -235.58 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
309    rpp     -28.5 28.5 -1.98 5.02 -119.5 -112.5 $ Aire
310    rpp     -29 29 -2.48 5.52 -120 -112 $ A-42B
c ----- Elemento izquierdo (largo) (Fuente) -----
311    rpp     -36.5 -29.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
312    rpp     -37 -29 -235.58 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Fuente) -----
313    rpp     -36.5 -29.5 17.02 24.02 -111.5 24.5 $ Aire
314    rpp     -37 -29 16.52 24.52 -112 25 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Far from Fuente) -----
315    rpp     -28.5 28.5 -196.08 -189.08 -119.5 -112.5 $Aire
316    rpp     -29 29 -196.58 -188.52 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
317    rpp     -36.5 36.5 -215.08 -208.08 25.5 32.5 $ Aire

```

ANEXOS

```

318    rpp    -37    37    -215.58 -207.58 25    33    $ A-42B
c ----- Poste derecho (Far from Fuente) -----
319    rpp    29.5 36.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5 $ Aire
320    rpp    29    37    -215.58 -207.58 -112    25    $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Far from Fuente) -----
321    rpp    -36.5 -29.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5 $ Aire
322    rpp    -37    -29    -215.58 -207.58 -112    25    $ A-42B
c ----- Pata derecho (Near Fuente) -----
323    rpp    29.5 36.5 -1.98 5.02 -304.5 -120.5 $ Aire
324    rpp    29    37    -2.48 5.52 -305    -120    $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Near Fuente) -----
325    arb    -70.5 -1.98 -304.5 -36.5 -1.98 -120.5
        -70.5 5.02 -304.5 -36.5 5.02 -120.5
        -63.5 -1.98 -304.5 -29.5 -1.98 -120.5
        -63.5 5.02 -304.5 -29.5 5.02 -120.5
        5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
326    arb    -71    -2.48 -305 -37    -2.48 -120
        -71 5.52 -305 -37 5.52 -120
        -63 -2.48 -305 -29 -2.48 -120
        -63 5.52 -305 -29 5.52 -120
        5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Pata derecho (Far from Fuente) -----
327    rpp    29.5 36.5 -196.08 -189.08 -304.5 -120.5 $ Aire
328    rpp    29    37    -196.58 -188.52 -305    -120    $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Far from Fuente) -----
329    arb    -70.5 -196.08 -304.5 -36.5 -196.08 -120.5
        -70.5 -189.08 -304.5 -36.5 -189.08 -120.5
        -63.5 -196.08 -304.5 -29.5 -196.08 -120.5
        -63.5 -189.08 -304.5 -29.5 -189.08 -120.5
        5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
330    arb    -71    -196.58 -305 -37    -196.58 -120
        -71 -188.52 -305 -37 -188.52 -120
        -63 -196.58 -305 -29 -196.58 -120
        -63 -188.52 -305 -29 -188.52 -120
        5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
331    rpp    -28.5 28.5 36.92 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
332    rpp    -29    29    36.42 44.42 -120    -112    $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
333    rpp    -28.5 28.5 -235.08 -228.08 -119.5 -112.5 $ Aire
334    rpp    -29    29    -235.58 -227.58 -120    -112    $ A-42B
c ----- Barras del tornillo sin fin y motor -----
335    rcc    4.5 5.02 -106 0 -198 0 2    $ Barra Der
336    rcc    -4.5 5.02 -106 0 -198 0 2    $ Barra Izq
337    rcc    -3 30.5 -112 0 0 -21 5    $ Motor (Fuente)
338    rcc    -3 30.5 -113 0 0 -19 3    $ Carcasa
339    rcc    -3 30.5 -114.5 0 0 -17 0.7 $ Eje
340    rcc    -3 30.5 -116 0 0 -10 2.5 $ Devanado Cu
341    rcc    4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6 $ Hueco Barra Der
342    rcc    -4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6 $ Hueco Barra Izq
343    rcc    0 5.02 -106 0 -198 0 1.8 $ Tornillo sin fin
c ----- Travesaños inferiores -----
344    arb    -46.04 -188.02 -209.5 -44.55 -188.02 -202.5
        -46.04 -2.98 -209.5 -44.55 -2.98 -202.5
        -52.04 -188.02 -209.5 -51.2 -188.02 -202.5
        -52.04 -2.98 -209.5 -51.2 -2.98 -202.5
        1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
345    arb    -45.54 -188.52 -210 -44.05 -188.52 -202
        -45.54 -2.98 -210 -44.05 -2.98 -202
        -52.54 -188.52 -210 -51.7 -188.52 -202
        -52.54 -2.98 -210 -51.7 -2.98 -202
        1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c
346    arb    29.5 -188.02 -209.5 36.5 -188.02 -202.5 29.5 -2.98 $ Aire
        -209.5 36.5 -2.98 -202.5 36.5 -188.02 -209.5 29.5 -188.02
        -202.5 36.5 -2.98 -209.5 29.5 -2.98 -202.5 1357 2468 2457 7348
        6813 6215
347    arb    29 -188.52 -210 37 -188.52 -202 29 -2.98 -210 37 -2.98 $ A-42B
        -202 37 -188.52 -210 29 -188.52 -202 37 -2.98 -210 29 -2.98
        -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
348    arb    -44.8 -1.88 -209.5 28.5 -1.88 -202.5 -44.8 5.02 -209.5 $ Aire
        28.5 5.02 -202.5 28.5 -1.88 -209.5 -43.55 -1.88 -202.5 28.5
        5.02 -209.5 -43.55 5.02 -202.5 1357 2468 2457 7348 6813 6215
349    arb    -45.54 -2.38 -210 29 -2.38 -202 -45.54 5.52 -210 29 5.52 $ A-42
        -202 29 -2.38 -210 -44.05 -2.38 -202 29 5.52 -210 -44.05 5.52

```

```

-202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano bajo corto (Far from Fuente) -----
350 arb -44.45 -196.08 -209.5 28.45 -196.08 -202.5 -44.35 $ Aire
      -189.08 -209.5 28.5 -189.08 -202.5 28.5 -196.08 -209.5 -43.2
      -196.08 -202.5 28.5 -189.08 -209.5 -43.2 -189.08 -202.5 1357
      2468 2457 7348 6813 6215
351 arb -45.035 -196.58 -210 29 -196.58 -202 -45.035 -188.58 $ A-42B
      -210 29 -188.58 -202 29 -196.58 -210 -43.6 -196.58 -202 29
      -188.58 -210 -43.6 -188.58 -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Marco amarillo -----
352 rpp -35 35 -194.48 3.52 -112 -108
353 rpp -31 31 -190.48 -0.48 -112 -108
c ----- Travesano intermedio recto -----
354 rpp 29.5 36.5 -99.03 -91.03 -201.5 -120.5 $ Aire
355 rpp 29 37 -99.53 -91.53 -202 -120 $ A-42B
c ----- Travesano intermedio inclinado -----
356 arb -44.65 -99.03 -201.5 -29.5 -99.03 -120.5
      -44.65 -91.03 -201.5 -29.5 -91.03 -120.5
      -51.23 -99.03 -201.5 -36.5 -99.03 -120.5
      -51.23 -91.03 -201.5 -36.5 -91.03 -120.5
      1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
357 arb -44.15 -99.53 -202 -29 -99.53 -120
      -44.15 -91.53 -202 -29 -91.53 -120
      -51.73 -99.53 -202 -37 -99.53 -120
      -51.73 -91.53 -202 -37 -91.53 -120
      1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c ----- Seccion de las placas bajo la posicion del detector
450 1 rpp -15 15 -80 -50 -13 -12 $ Base detector AISI-304
451 1 rcc 0 -65 -36.5 0 0 1 15.3 $ Acero Disco
452 1 rpp -35 35 -75 -55 -99.5 -98.5 $ Acero P inferior
453 1 rpp -17.5 17.5 -75 -55 -63.5 -62.5 $ Acero p intermedia
455 1 rcc 7 -67 -47.5 8 0 0 0.5 $ Eje cono nylon
456 1 trc 7 -67 -47.5 8 0 0 5.5 2.5 $ Cono Nylon
457 rpp -5 5 -75 -65 -65 -55 $ Redu Vel Cono
458 1 rcc -30 -65 -88.5 0 0 21 5 $ MOTOR (PLACAS)
459 1 rcc -30 -65 -87.5 0 0 19 3 $ CARCAZA
460 1 rcc -30 -65 -86 0 0 17 0.7 $ EJE
461 1 rcc -30 -65 -84.5 0 0 10 2.5 $ DEVANADO Cu
462 1 rcc -12.5 -65 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
463 1 rcc 8.9 -73.9 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
464 1 rcc 8.9 -56.1 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
465 1 rcc -10 -65 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
466 1 rcc 4.35 -57 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
467 1 rcc 4.35 -73 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
468 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
469 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
470 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
471 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
472 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
473 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
474 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
475 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
476 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
477 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
478 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
479 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
480 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
481 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
482 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
483 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
484 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
485 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
486 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
487 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
488 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
489 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia

```


ANEXOS

```

490 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
491 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
492 rpp -7 1 23.5 37.5 -110 -104 $ Aire
493 rpp -9 3 21.5 39.5 -112 -102 $ A-42B
c ----- Reductor centro -----
494 1 rpp -34 -26 -72 -58 -96.5 -90.5 $ Aire
495 1 rpp -36 -24 -74 -56 -98.5 -88.5 $ A-42B
c ----- Reductor al lado del cono -----
496 1 rpp -3 3 -69 -61 -50.5 -44.5 $ Aire
497 1 rpp -5 5 -71 -59 -52.5 -42.5 $ A-42B
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c * Materials *
c * ----- *
c * Mat. ZAID Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.) *
c * # / | Comments *
c *****
m2 6000 -3.0e-4 $ Acero 304 L C
14000 -0.01 $ Si
15031 -4.5e-4 $ P-31
16032 -3.0e-4 $ S-32
24000 -0.19 $ Cr
25055 -0.02 $ Mn-55
26000 -0.67895 $ Fe
28000 -0.1 $ Ni
m3 82000 +1.00 $ Plomo Pb
m4 13027 +1.00 $ Aluminio Al-27
m5 1001 1.15335e-2 $ Aire (EG) H
6000 1.48811e-4 $ C
7014 7.70858e-1 $ N-14
8016 2.12867e-1 $ O-16
18000 4.59020e-3 $ Ar
2004 2.56656e-6 $ He-4
mt5 lwtr.01t $ S(a,b)
m6 26000 +1.0 $ Fierro Fe
m7 1001 -0.097976 $ Nylon tipo 6 H
6000 -0.636856 $ (Seltzer-Berger) C
7014 -0.123779 $ N-14
8016 -0.141389 $ O-16
m8 8016 -0.4590 $ Techo O-16
11023 -0.0091 $ (Ladrillo) Na-23
13027 -0.1538 $ Al-27
14000 -0.2405 $ Si
20000 -0.0294 $ Ca
26000 -0.1082 $ Fe
m9 1001 -5.22e-3 $ Muros, piso H
6000 -5.77e-2 $ y bloques C
8016 -4.99e-1 $ O-16
11023 -5.93e-4 $ Na-23
13027 -1.91e-2 $ Al-27
14000 -1.67e-1 $ Si
19000 -1.01e-2 $ K
20000 -2.24e-1 $ Ca
22000 -1.00e-3 $ Ti
24000 -8.67e-5 $ Cr
25055 -2.00e-3 $ Mn-55
26000 -1.01e-2 $ Fe
mt9 lwtr.01t $ S(a,b)
m10 1001 -0.1357 $ Polyboro H
6000 -0.8143 $ C
5010 -0.00922 $ B-10
5011 -0.04078 $ B-11
mt10 poly.01t $ S(a, b)
m11 26000 -0.97658
6000 -0.0021 $ ACERO A-42B = S-275 JR
25055 -0.015 $ 7.86 gr/cm3
15031 -0.00035
16000 -0.00035
7014 -0.00012
29063 -0.00380435
29065 -0.00169565
m12 26000 -0.68595 $ ACERO INOXIDABLE AISI-304 (Base detector)
6000 -0.0008 $ 7.93 gr/cm3

```

```

25055      -0.02
14000      -0.01
15031      -0.00045
16000      -0.0003
24000      -0.19
28058      -0.062961975
28060      -0.024265525
28061      -0.0010545
28062      -0.00336145
28064      -0.00085655
m13 26000      -0.9856      $ ACERO F111 (Disco, Placa intermedia y placa)
    6000      -0.0025      $ 7.95 gr/cm3
    25055     -0.009      $ ASTM A570 Grade 36 = F111
    15031     -0.0004
    16000     -0.0005
    29063     -0.0013834
    29065     -0.0006166
m15 29000      -1          $ Cu Rotor
mt16 poly.10t
m16 1001     -0.143716 &    $ Polietileno
    6000     -0.856284
m17 11023    -0.153773 &    $ NaI
    53127    -0.846227
m18 8016     -0.396964 &    $ oxigeno
    12000    -0.603036      $ Magnesio
m19 13027    -1.00 $ Aluminio
c *****
c *          Distribucion de la fuente de Am241 - Be          *
c *****
c ISO-8529 parte 3 1998 (Gallego, E. et al. 2002) Informe de avance del proyecto
c de I+D sobre dosimetria neutronica en la UPM CTN-04/02 (2002) Espectro como
c termino fuente, espectro resultante igual al producido por el espectro del
c AmBe de la IEAE (Tech. 318) Distribucion uniforme de la fuente a lo largo de la celda
c
c
SDEF      CEL 1 POS 0 0 0 ERG D1 RAD D2 EXT D3  AXS 0 0 1
SI1  h      4.14E-07 1.10E-01 3.30E-01 5.40E-01 7.50E-01 9.70E-01
          1.18E+00 1.40E+00 1.61E+00 1.82E+00 2.04E+00 2.25E+00
          2.47E+00 2.68E+00 2.90E+00 3.11E+00 3.32E+00 3.54E+00
          3.75E+00 3.97E+00 4.18E+00 4.39E+00 4.61E+00 4.82E+00
          5.04E+00 5.25E+00 5.47E+00 5.68E+00 5.89E+00 6.11E+00
          6.32E+00 6.54E+00 6.75E+00 6.96E+00 7.18E+00 7.39E+00
          7.61E+00 7.82E+00 8.03E+00 8.25E+00 8.46E+00 8.68E+00
          8.89E+00 9.11E+00 9.32E+00 9.53E+00 9.75E+00 9.96E+00
          1.02E+01 1.04E+01 1.06E+01 1.08E+01 1.10E+01
SP1  D      0.0 1.44E-02 3.34E-02 3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02
          2.14E-02 1.98E-02 1.75E-02 1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02
          2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02
          3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02
          3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02
          1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.68E-02
          1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03
          4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03
          4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04
SI2  0      0.74041
SI3  2.32156
c *****
c *          Tallies          *
c *****
c Energy bins are BUNKI's
f5:n  0      100      0      1.0
      0      150      0      1.0
      0      200      0      1.0
      0      250      0      1.0
      0      300      0      1.0
      0      350      0      1.0
e5  9.441E-10 1.059E-09 1.189E-09 1.334E-09 1.496E-09 1.679E-09 &
    1.884E-09 2.113E-09 2.371E-09 2.661E-09 2.985E-09 3.350E-09 &
    3.758E-09 4.217E-09 4.732E-09 5.309E-09 5.957E-09 6.683E-09 &
    7.499E-09 8.414E-09 9.441E-09 1.059E-08 1.189E-08 1.334E-08 &
    1.496E-08 1.679E-08 1.884E-08 2.113E-08 2.371E-08 2.661E-08 &
    2.985E-08 3.350E-08 3.758E-08 4.217E-08 4.732E-08 5.309E-08 &
    5.957E-08 6.683E-08 7.499E-08 8.414E-08 9.441E-08 1.059E-07 &
    1.189E-07 1.334E-07 1.496E-07 1.679E-07 1.884E-07 2.113E-07 &
    2.371E-07 2.661E-07 2.985E-07 3.350E-07 3.758E-07 4.217E-07 &
    4.732E-07 5.309E-07 5.957E-07 6.683E-07 7.499E-07 8.414E-07 &

```

```

9.441E-07 1.059E-06 1.189E-06 1.334E-06 1.496E-06 1.679E-06 &
1.884E-06 2.113E-06 2.371E-06 2.661E-06 2.985E-06 3.350E-06 &
3.758E-06 4.217E-06 4.732E-06 5.309E-06 5.957E-06 6.683E-06 &
7.499E-06 8.414E-06 9.441E-06 1.059E-05 1.189E-05 1.334E-05 &
1.496E-05 1.679E-05 1.884E-05 2.113E-05 2.371E-05 2.661E-05 &
2.985E-05 3.350E-05 3.758E-05 4.217E-05 4.732E-05 5.309E-05 &
5.957E-05 6.683E-05 7.499E-05 8.414E-05 9.441E-05 1.059E-04 &
1.189E-04 1.334E-04 1.496E-04 1.679E-04 1.884E-04 2.113E-04 &
2.371E-04 2.661E-04 2.985E-04 3.350E-04 3.758E-04 4.217E-04 &
4.732E-04 5.309E-04 5.957E-04 6.683E-04 7.499E-04 8.414E-04 &
9.441E-04 1.059E-03 1.189E-03 1.334E-03 1.496E-03 1.679E-03 &
1.884E-03 2.113E-03 2.371E-03 2.661E-03 2.985E-03 3.350E-03 &
3.758E-03 4.217E-03 4.732E-03 5.309E-03 5.957E-03 6.683E-03 &
7.499E-03 8.414E-03 9.441E-03 1.059E-02 1.189E-02 1.334E-02 &
1.496E-02 1.679E-02 1.884E-02 2.113E-02 2.371E-02 2.661E-02 &
2.985E-02 3.350E-02 3.758E-02 4.217E-02 4.732E-02 5.309E-02 &
5.957E-02 6.683E-02 7.499E-02 8.414E-02 9.441E-02 1.059E-01 &
1.189E-01 1.334E-01 1.496E-01 1.679E-01 1.884E-01 2.113E-01 &
2.371E-01 2.661E-01 2.985E-01 3.350E-01 3.758E-01 4.217E-01 &
4.732E-01 5.309E-01 5.957E-01 6.683E-01 7.499E-01 8.414E-01 &
9.441E-01 1.059E+00 1.189E+00 1.334E+00 1.496E+00 1.679E+00 &
1.884E+00 2.113E+00 2.371E+00 2.661E+00 2.985E+00 3.350E+00 &
3.758E+00 4.217E+00 4.732E+00 5.309E+00 5.957E+00 6.683E+00 &
7.499E+00 8.414E+00 9.441E+00 1.059E+01 1.189E+01 1.334E+01 &
1.496E+01 1.679E+01 1.884E+01 2.113E+01 2.371E+01 2.661E+01 &
2.985E+01 3.350E+01 3.758E+01 4.217E+01 4.732E+01 5.309E+01 &
5.957E+01 6.683E+01 7.499E+01 8.414E+01 9.441E+01 1.059E+02
c *****
c *      Desplazamiento del soporte de apoyo del detector      *
c *      65 cm = posición original (centro de la placa_cel 94)  *
c *****
TR1 0 -55 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ desplazamiento en dirección Y
TR2 18.7 -49.5 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ detector
TR3 0 -49.7 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ esfera
c *****
c *      HISTORIAS Y REGISTROS      *
c *****
cut:n j 0
mode n p
nps 1e9
prtmp 0 1e6
print

```

FINAL

***6.1.3 FICHERO 3: Sistema para
incrementar los neutrones térmicos
para identificación de materiales
TNMI (Thermal Neutron Material
Identification) (ejemplo)***

**Archivo de entrada 3: Simulación de un sistema que permita incrementar neutrones
térmicos de la fuente de Am/Be del Laboratorio de Medidas Neutrónicas del
Departamento de Ingeniería Energética**

Archivo de entrada modelo para un sistema que incremente la cantidad de neutrones térmicos
proveniente de una fuente de Am/Be

INICIO

Sistema TNMI

```

c
c *****
c *
c *          UNIVERSIDAD POLITECNICA DE MADRID          *
c *          DEPARTAMENTO DE INGENIERIA ENERGETICA        *
c *
c *          Sistema TNMI                                *
c *
c *          AUTOR: LENIN E. CEVALLOS-ROBALINO           *
c *          TUTOR: Eduardo Gallego Diaz                *
c *****
c
c Version 1.0: Fuente isotopica de 241AmBe (3 Ci) sobre la bancada
c              a 3 metros de altura sobre el piso
c              Q nominal de la fuente = 6.64(6) n/seg
c Sitio: UPM - DIE
c Datos de la fuente, sala y bancada: Alfredo Lorente
c Requerimientos: Eduardo Gallego
cCodigo: MCNP6.1_(01/10/2017)
c
c *****
c *
c *          Data Cells
c * -----
c * Cells Density Surfaces Importance $ Commentary
c * # <0, g/cm3
c *****
c          ***** Cells Source *****
1      0          -1 -12 13          imp:n,p=2 $ Inside (hide Am-
Be)
2      2 -7.9      (-11 12 -2):(-12 13 1 -2):(-13 14 -2) imp:n,p=4 $ Cladding
3      3 -11.4     (-10 11 -3):(-14 15 -3):(-11 14 2 -3) imp:n,p=6 $ Pb
4      4 -2.7      (-9 10 -5):(-15 16 -5):(-10 15 3 -5)  imp:n,p=8 $ Al
5      5 -1.293E-3 (-8 9 -6):(-16 17 4 -6):(-9 16 5 -6)  imp:n,p=10 $ Air
6      6 -7.86     (-8 17 6 -7):(-17 18 -7)              imp:n,p=12 $ Tubing (Fe)
7      7 -1.14     -16 17 -4              imp:n,p=1 $ Nylon(T6)
c          *****
c          Cells Bench New
c *****
c 8      5 -1.293E-3 -301          imp:n,p=1 $ Air
c 9      11 -7.86    301 -302      imp:n,p=1 $ A 42-B
c 10     5 -1.293E-3 -303          imp:n,p=1
c 11     11 -7.86    303 -304      imp:n,p=1
c 12     5 -1.293E-3 -305          imp:n,p=1
c 13     11 -7.86    305 -306      imp:n,p=1
c 14     5 -1.293E-3 -307          imp:n,p=1
c 15     11 -7.86    307 -308      imp:n,p=1
c 16     5 -1.293E-3 -309          imp:n,p=1
c 17     11 -7.86    309 -310      imp:n,p=1
c 18     5 -1.293E-3 -311          imp:n,p=1
c 19     11 -7.86    311 -312      imp:n,p=1
c 20     5 -1.293E-3 -313          imp:n,p=1
c 21     11 -7.86    313 -314      imp:n,p=1
c 22     5 -1.293E-3 -315          imp:n,p=1
c 23     11 -7.86    315 -316      imp:n,p=1
c 24     5 -1.293E-3 -317          imp:n,p=1
c 25     11 -7.86    317 -318      imp:n,p=1
c 26     5 -1.293E-3 -319          imp:n,p=1
c 27     11 -7.86    319 -320      imp:n,p=1
c 28     5 -1.293E-3 -321          imp:n,p=1
c 29     11 -7.86    321 -322      imp:n,p=1
c 30     5 -1.293E-3 -323          imp:n,p=1
c 31     11 -7.86    323 -324      imp:n,p=1
c 32     5 -1.293E-3 -325          imp:n,p=1
c 33     11 -7.86    325 -326      imp:n,p=1
c 34     5 -1.293E-3 -327          imp:n,p=1
c 35     11 -7.86    327 -328      imp:n,p=1
c 36     5 -1.293E-3 -329          imp:n,p=1
c 37     11 -7.86    329 -330      imp:n,p=1

```

ANEXOS

```

38      5 -1.293E-3 -331      imp:n,p=1
39     11 -7.86      331 -332 imp:n,p=1
40      5 -1.293E-3 -333      imp:n,p=1
41     11 -7.86      333 -334 imp:n,p=1
42     13 -7.95      -335 341 imp:n,p=1 $ Shell bar
43     13 -7.95      -336 342 imp:n,p=1
44      4 -2.7       338 -337 imp:n,p=1 $ CARCAZA (Motor-Source)
45     15 -8.96      339 -340 imp:n,p=1 $ DEVANADO
46     12 -7.93      -339      imp:n,p=1 $ EJE
47      5 -1.293E-3 339 340 -338 imp:n,p=1
48      5 -1.293E-3 -341      imp:n,p=1 $ Air gap bar
49      5 -1.293E-3 -342      imp:n,p=1 $ Air gap bar
50     12 -7.93      -343      imp:n,p=1 $ Endless screw
51      5 -1.293E-3 -344      imp:n,p=1
52     11 -7.86      344 -345 imp:n,p=1
53      5 -1.293E-3 -346      imp:n,p=1
54     11 -7.86      346 -347 imp:n,p=1
55      5 -1.293E-3 -348      imp:n,p=1
56     11 -7.86      348 -349 imp:n,p=1
57      5 -1.293E-3 -350      imp:n,p=1
58     11 -7.86      350 -351 imp:n,p=1
c ----- Marco amarillo -----
59     11 -7.86      -352 353 imp:n,p=1 $ A 42-B
c ----- Travesaño intermedio recto -----
60      5 -1.293E-3 -354      imp:n,p=1
61     11 -7.86      354 -355 imp:n,p=1
c ----- Travesaño intermedio inclinado -----
62      5 -1.293E-3 -356      imp:n,p=1
63     11 -7.86      356 -357 imp:n,p=1
c ----- Barras entre placas del pantógrafo --
64     13 -7.95 -462      imp:n,p=1
65     13 -7.95 -463      imp:n,p=1
66     13 -7.95 -464      imp:n,p=1
67     13 -7.95 -465      imp:n,p=1
68     13 -7.95 -466      imp:n,p=1
69     13 -7.95 -467      imp:n,p=1
70     13 -7.95 -468      imp:n,p=1
71     13 -7.95 -469      imp:n,p=1
72     13 -7.95 -470      imp:n,p=1
73     13 -7.95 -471      imp:n,p=1
74     13 -7.95 -472      imp:n,p=1
75     13 -7.95 -473      imp:n,p=1
76     13 -7.95 -474      imp:n,p=1
77     13 -7.95 -475      imp:n,p=1
78     13 -7.95 -476      imp:n,p=1
79     13 -7.95 -477      imp:n,p=1
80     13 -7.95 -478      imp:n,p=1
81     13 -7.95 -479      imp:n,p=1
82     13 -7.95 -480      imp:n,p=1
83     13 -7.95 -481      imp:n,p=1
84     13 -7.95 -482      imp:n,p=1
85     13 -7.95 -483      imp:n,p=1
86     13 -7.95 -484      imp:n,p=1
87     13 -7.95 -485      imp:n,p=1
88     13 -7.95 -486      imp:n,p=1
89     13 -7.95 -487      imp:n,p=1
90     13 -7.95 -488      imp:n,p=1
91     13 -7.95 -489      imp:n,p=1
92     13 -7.95 -490      imp:n,p=1
93     13 -7.95 -491      imp:n,p=1
c ----- Placas -----
94     12 -7.93 -450      imp:n,p=10 $ AISI-304
95     13 -7.95 -451      imp:n,p=1 $ Acero Disco
96     13 -7.95 -452      imp:n,p=1 $ Acero Disco
97     13 -7.95 -453      imp:n,p=1 $ Acero Disco
98     13 -7.95 -455      imp:n,p=1 $ Eje del cono nylon
99      7 -1.14 455 -456      imp:n,p=1 $ Cono de nylon
c ---- 297      12 -8 -457      imp:n,p=1 $ Redu Vel Cono
100     4 -2.7 459 -458      imp:n,p=1 $ Carcasa (Motor-Fuente)
101     15 -8.96 460 -461      imp:n,p=1 $ Devanado
102     12 -7.93 -460      imp:n,p=1 $ Eje
103      5 -1.293E-3 460 461 -459 imp:n,p=1
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
104      5 -1.293E-3 -492      imp:n,p=1
105     11 -7.86 492 -493      imp:n,p=1
c ----- Reductor centro -----

```



```

106      5      -1.293E-3 -494      imp:n,p=1
107      11     -7.86  494 -495      imp:n,p=1
c ----- Reductor junto al cono -----
108      5      -1.293E-3 -496      imp:n,p=1
109      11     -7.86  496 -497      imp:n,p=1
c
c      *****
c      Techo, piso y muros de la sala
c      *****
110      8      -2.0      108 -105 117 -111 400 -119 imp:n,p=1 $ Techo
111      10     -0.95      108 -105 117 -111 120 -400 imp:n,p=1 $ Polyboro
112      9      -2.35      108 -105 111 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro atras
113      9      -2.35      108 -105 118 -117 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro delante
114      9      -2.35      109 -108 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro derecha
115      9      -2.35      105 -106 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro izquierda
116      9      -2.35      108 -105 117 -111 125 -124 imp:n,p=1 $ Piso
c
c      *****
c      Muros formados por los bloques
c      *****
117      9      -2.35      102 -105 113 -112 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques cerca Q
118      9      -2.35      107 -101 115 -114 124 -123 imp:n,p=1 $ Bloques chaparro
119      9      -2.35      108 -103 116 -115 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques lejos Q
c
c      *****
c      Aire en la sala: dentro de la zona de irradiacion
c      *****
120      5      -1.293E-3 (108 -105 112 -111 121 -120):&
                        (100 -121 124 108 -105 112 -111) imp:n,p=1
c
c      *****
c      Aire en la sala: fuera de la zona de irradiacion
c      *****
121      5      -1.293E-3 (108 -105 117 -112 124 -120)&
                        #117#118#119 imp:n,p=1 $ Celdas excluidas
c
c      *****
c      Santorium
c      *****
122      5      -1.293E-3 (-121 126 -100 -127)#24#25#26#27#28#29 imp:n,p=5
c
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
c
123      5      -1.293E-3 (-121 126 -100 127)#1#2#3#4#5#6#7#200#201#202#203#204#206#208&
                        #42#43#48#49#50#59#64#65#66#67#68#209#211#212#213&
                        #69#70#71#72#73#74#75#76#77#78#79#80#81&
                        #82#83#84#85#86#87#88#89#90#91#92#93#94#95#96&
                        #97#98#99#100#101#102#103#104#105#106#107&
                        #108#109 imp:n,p=5
124      5      -1.293E-3 (-126 124 -100)#14#15#16#17#18#19#22#23&
                        #30#31#32#33#34#35#36#37#38#39#40#41#44&
                        #45#46#47#51#52#53#54#55#56#57#58#60#61&
                        #62#63 imp:n,p=5
c
c      *****
c      Aire fuera de la sala
c      *****
125      5      -1.293E-3 (-300 119):(-300 -125):(-300 -119 125 -118):&
                        (-300 110 -119 125):(-300 106):(-300 -109):&
                        (-300 110 109 -106):(-300 -118 -106 109) imp:n,p=1
c
c      *****
c      Mundo exterior
c      *****
126      0      300      imp:n,p=0
c
c      *****
c      tierra
c      *****
c 700 20 -1.52      701 -700      imp:n,p=1 $ earth USA average
c      *****
c      Iron Box
c      *****
c 701 6 -0.998207      225 -701      imp:n,p=1 $ Water
c      *****
c      polyethylene cylinder *D90 d67 e12
c      *****

```

ANEXOS

```

200 16 -0.96 1 2 3 4 5 6 7 205 206 207 201 203 204 211 -200 imp:n,p=1 $ HDPE
c *****
c      Lead cylinder D18 d9 H20
c *****
201 3 -11.4      -201 202 208 imp:n,p=1 $ lead
c *****
c      air cylinder D9 H20
c *****
202 16 -0.96      -202 imp:n,p=1 $ air cavity 236 5 -1.293E-3
c *****
c      Polyethylene cylinder door D30 L10
c *****
203 16 -0.96      -203 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      Polyethylene cylinder door D20 L10
c *****
204 16 -0.96      -204 203 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      air cylinder D90 *d67 e12
c *****
c 205 5 -1.293E-3      1 2 3 4 5 6 7 200 208 209 213 211 -205 imp:n,p=1 $ air
c *****
c      polyethylene cylinder *D90 d67 e12
c *****
206 16 -0.96      -206 207 1 2 3 4 5 6 7 imp:n,p=1 $ polyethylene cladding
c *****
c      clap cylinder air *D3 h13.5
c *****
c 207 5 -1.293E-3      1 2 3 4 5 6 7 -207 imp:n,p=1 $ polyethylene cladding Am-Be
c *****
c      polyethylene square bottom L70 L70 H20
c *****
208 16 -0.96      -208 203 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      polyethylene square door top L70 L70 H20
c *****
209 16 -0.96      1 2 3 4 5 6 7 204 210 211 212 207 206 -209 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      polyethylene cylinder door top D20 L10
c *****
210 16 -0.96      1 2 3 4 5 6 7 209 207 -210 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      polyethylene cylinder D10 L30
c *****
211 16 -0.96 -211 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      polyethylene cylinder D10 L30
c *****
212 16 -0.96 -212 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c      polyethylene cylinder D10 L30
c *****
213 16 -0.96 211 -213 imp:n,p=1 $ polyethylene
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c *                               Surfaces                               *
c * Geomet Dimensiones          $ Commentary                           *
c *****
1      cz      0.74041          $ Radio del AmBe
2      cz      0.9525          $ Radio del Cladding
3      cz      1.0525          $ Radio del Plomo
4      cz      1.2000          $ Radio del Nylon
5      cz      1.25            $ Radio de la capsula de traslado de la fuente
6      cz      1.27            $ Radio interno del tubo de la fuente
7      cz      1.42            $ Radio externo del tubo de la fuente
8      pz      55.00           $ Techo del tubo de la fuente
9      pz      4.61587         $ Techo de la capsula de traslado de la fuente
10     pz      2.61587         $ Techo superior de Pb
11     pz      2.51587         $ Techo del cladding
12     pz      2.32156         $ Techo del AmBe
13     pz      -2.32156        $ Piso del AmBe
14     pz      -2.51587        $ Piso del Cladding
15     pz      -2.61587        $ Piso del Plomo
16     pz      -4.61587        $ Piso de la capsula de traslado de la fuente
17     pz      -6.11587        $ Piso del Nylon

```

```

18      pz      -11.11587    $ Piso del tubo de la fuente
c
c ***** Recinto Cilindrico Santorium *****
100     cz      300          $ Recinto virtual
101     px      80          $
102     px      200         $
103     px      315         $
105     px      450         $
106     px      500         $
107     px      -320        $
108     px      -450        $
109     px      -500        $
110     py      450         $
111     py      400         $
112     py      -400        $
113     py      -450        $
114     py      -555        $
115     py      -605        $
116     py      -655        $
117     py      -1200       $
118     py      -1250       $
119     pz      545         $ Superficie superior del techo
400     pz      500         $ Superficie con PolyBoro 1/18-Mzo/03
120     pz      495         $ Techo (Sup. inferior)
121     pz      300         $
122     pz      0.00001     $
123     pz      -25         $
124     pz      -305        $ Nivel del suelo
125     pz      -350        $ Colado de concreto
126     pz      -112        $ Superficie que divide en dos el santuarium
127     py      -200        $ Superficie que divide el santuarium
300     so      1800        $
c ***** NUEVA BANCADA *****
c
c ----- Elemento de sujeccion de la fuente -----
301     rpp     -3.5 3.5 2.02 16.02 25.5 32.5 $ Aire
302     rpp     -4 4 1.52 16.52 25 33 $ A-42B
c ----- Travesano (Fuente) -----
303     rpp     -36.5 36.5 17.02 24.02 25.5 32.5 $ Aire
304     rpp     -37 37 16.52 24.52 25 33 $ A-42B
c ----- Poste derecho (Fuente) -----
c 305     rpp     29.5 36.5 17.02 24.02 -111.5 24.5 $ Aire
c 306     rpp     29 37 16.52 24.52 -112 25 $ A-42B
c ----- Elemento derecho (largo) (Fuente) -----
307     rpp     29.5 36.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
308     rpp     29 37 -235.58 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
309     rpp     -28.5 28.5 -1.98 5.02 -119.5 -112.5 $ Aire
310     rpp     -29 29 -2.48 5.52 -120 -112 $ A-42B
c ----- Elemento izquierdo (largo) (Fuente) -----
311     rpp     -36.5 -29.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
312     rpp     -37 -29 -235.58 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Fuente) -----
c 313     rpp     -36.5 -29.5 17.02 24.02 -111.5 24.5 $ Aire
c 314     rpp     -37 -29 16.52 24.52 -112 25 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Far from Fuente) -----
315     rpp     -28.5 28.5 -196.08 -189.08 -119.5 -112.5 $Aire
316     rpp     -29 29 -196.58 -188.52 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
317     rpp     -36.5 36.5 -215.08 -208.08 25.5 32.5 $ Aire
318     rpp     -37 37 -215.58 -207.58 25 33 $ A-42B
c ----- Poste derecho (Far from Fuente) -----
319     rpp     29.5 36.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5 $ Aire
320     rpp     29 37 -215.58 -207.58 -112 25 $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Far from Fuente) -----
321     rpp     -36.5 -29.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5 $ Aire
322     rpp     -37 -29 -215.58 -207.58 -112 25 $ A-42B
c ----- Pata derecho (Near Fuente) -----
323     rpp     29.5 36.5 -1.98 5.02 -304.5 -120.5 $ Aire
324     rpp     29 37 -2.48 5.52 -305 -120 $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Near Fuente) -----
325     arb     -70.5 -1.98 -304.5 -36.5 -1.98 -120.5
          -70.5 5.02 -304.5 -36.5 5.02 -120.5
          -63.5 -1.98 -304.5 -29.5 -1.98 -120.5
          -63.5 5.02 -304.5 -29.5 5.02 -120.5
          5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire

```

ANEXOS

```

326   arb -71 -2.48 -305 -37 -2.48 -120
      -71 5.52 -305 -37 5.52 -120
      -63 -2.48 -305 -29 -2.48 -120
      -63 5.52 -305 -29 5.52 -120
      5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Pata derecho (Far from Fuente) -----
327   rpp 29.5 36.5 -196.08 -189.08 -304.5 -120.5 $ Aire
328   rpp 29 37 -196.58 -188.52 -305 -120 $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Far from Fuente) -----
329   arb -70.5 -196.08 -304.5 -36.5 -196.08 -120.5
      -70.5 -189.08 -304.5 -36.5 -189.08 -120.5
      -63.5 -196.08 -304.5 -29.5 -196.08 -120.5
      -63.5 -189.08 -304.5 -29.5 -189.08 -120.5
      5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
330   arb -71 -196.58 -305 -37 -196.58 -120
      -71 -188.52 -305 -37 -188.52 -120
      -63 -196.58 -305 -29 -196.58 -120
      -63 -188.52 -305 -29 -188.52 -120
      5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
331   rpp -28.5 28.5 36.92 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
332   rpp -29 29 36.42 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
333   rpp -28.5 28.5 -235.08 -228.08 -119.5 -112.5 $ Aire
334   rpp -29 29 -235.58 -227.58 -120 -112 $ A-42B
c ----- Barras del tornillo sin fin y motor -----
335   rcc 4.5 5.02 -106 0 -198 0 2 $ Barra Der
336   rcc -4.5 5.02 -106 0 -198 0 2 $ Barra Izq
337   rcc -3 30.5 -112 0 0 -21 5 $ Motor (Fuente)
338   rcc -3 30.5 -113 0 0 -19 3 $ Carcasa
339   rcc -3 30.5 -114.5 0 0 -17 0.7 $ Eje
340   rcc -3 30.5 -116 0 0 -10 2.5 $ Devanado Cu
341   rcc 4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6 $ Hueco Barra Der
342   rcc -4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6 $ Hueco Barra Izq
343   rcc 0 5.02 -106 0 -198 0 1.8 $ Tornillo sin fin
c ----- Travesaños inferiores -----
344   arb -46.04 -188.02 -209.5 -44.55 -188.02 -202.5
      -46.04 -2.98 -209.5 -44.55 -2.98 -202.5
      -52.04 -188.02 -209.5 -51.2 -188.02 -202.5
      -52.04 -2.98 -209.5 -51.2 -2.98 -202.5
      1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
345   arb -45.54 -188.52 -210 -44.05 -188.52 -202
      -45.54 -2.98 -210 -44.05 -2.98 -202
      -52.54 -188.52 -210 -51.7 -188.52 -202
      -52.54 -2.98 -210 -51.7 -2.98 -202
      1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c
346   arb 29.5 -188.02 -209.5 36.5 -188.02 -202.5 29.5 -2.98 $ Aire
      -209.5 36.5 -2.98 -202.5 36.5 -188.02 -209.5 29.5 -188.02
      -202.5 36.5 -2.98 -209.5 29.5 -2.98 -202.5 1357 2468 2457 7348
      6813 6215
347   arb 29 -188.52 -210 37 -188.52 -202 29 -2.98 -210 37 -2.98 $ A-42B
      -202 37 -188.52 -210 29 -188.52 -202 37 -2.98 -210 29 -2.98
      -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano inferior corto (Near from Source) -----
348   arb -44.8 -1.88 -209.5 28.5 -1.88 -202.5 -44.8 5.02 -209.5 $ Air
      28.5 5.02 -202.5 28.5 -1.88 -209.5 -43.55 -1.88 -202.5 28.5
      5.02 -209.5 -43.55 5.02 -202.5 1357 2468 2457 7348 6813 6215
349   arb -45.54 -2.38 -210 29 -2.38 -202 -45.54 5.52 -210 29 5.52 $ A-42
      -202 29 -2.38 -210 -44.05 -2.38 -202 29 5.52 -210 -44.05 5.52
      -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano bajo corto (Far from Fuente) -----
350   arb -44.45 -196.08 -209.5 28.45 -196.08 -202.5 -44.35 $ Aire
      -189.08 -209.5 28.5 -189.08 -202.5 28.5 -196.08 -209.5 -43.2
      -196.08 -202.5 28.5 -189.08 -209.5 -43.2 -189.08 -202.5 1357
      2468 2457 7348 6813 6215
351   arb -45.035 -196.58 -210 29 -196.58 -202 -45.035 -188.58 $ A-42B
      -210 29 -188.58 -202 29 -196.58 -210 -43.6 -196.58 -202 29
      -188.58 -210 -43.6 -188.58 -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Marco amarillo -----
352   rpp -35 35 -194.48 3.52 -112 -108
353   rpp -31 31 -190.48 -0.48 -112 -108
c ----- Travesaño intermedio recto -----
354   rpp 29.5 36.5 -99.03 -91.03 -201.5 -120.5 $ Aire
355   rpp 29 37 -99.53 -91.53 -202 -120 $ A-42B
c ----- Travesaño intermedio inclinado -----

```

```

356      arb -44.65 -99.03 -201.5 -29.5 -99.03 -120.5
          -44.65 -91.03 -201.5 -29.5 -91.03 -120.5
          -51.23 -99.03 -201.5 -36.5 -99.03 -120.5
          -51.23 -91.03 -201.5 -36.5 -91.03 -120.5
          1357 2468 6857 8473 4213 6215          $ Aire
357      arb -44.15 -99.53 -202 -29 -99.53 -120
          -44.15 -91.53 -202 -29 -91.53 -120
          -51.73 -99.53 -202 -37 -99.53 -120
          -51.73 -91.53 -202 -37 -91.53 -120
          1357 2468 6857 8473 4213 6215          $ A-42B
c ----- Seccion de las placas bajo la posicion del detector
450 1 rpp -15 15 -80 -50 -13 -12          $ Base detector AISI-304
451 1 rcc 0 -65 -36.5 0 0 1 15.3          $ Acero Disco
452 1 rpp -35 35 -75 -55 -99.5 -98.5          $ Acero P inferior
453 1 rpp -17.5 17.5 -75 -55 -63.5 -62.5          $ Acero p intermedia
455 1 rcc 7 -67 -47.5 8 0 0 0.5          $ Eje cono nylon
456 1 trc 7 -67 -47.5 8 0 0 5.5 2.5          $ Cono Nylon
457 rpp -5 5 -75 -65 -65 -55          $ Redu Vel Cono
458 1 rcc -30 -65 -88.5 0 0 21 5          $ MOTOR (PLACAS)
459 1 rcc -30 -65 -87.5 0 0 19 3          $ CARCAZA
460 1 rcc -30 -65 -86 0 0 17 0.7          $ EJE
461 1 rcc -30 -65 -84.5 0 0 10 2.5          $ DEVANADO Cu
462 1 rcc -12.5 -65 -35.5 0 0 22.5 2.5          $ Barra entre Base detector y disco
463 1 rcc 8.9 -73.9 -35.5 0 0 22.5 2.5          $ Barra entre Base detector y disco
464 1 rcc 8.9 -56.1 -35.5 0 0 22.5 2.5          $ Barra entre Base detector y disco
465 1 rcc -10 -65 -62.5 0 0 26 2          $ Barra entre disco y placa intermedia
466 1 rcc 4.35 -57 -62.5 0 0 26 2          $ Barra entre disco y placa intermedia
467 1 rcc 4.35 -73 -62.5 0 0 26 2          $ Barra entre disco y placa intermedia
468 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
469 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
470 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
471 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
472 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -75.5 -72.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
473 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -75.5 -72.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
474 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
475 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
476 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
477 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
478 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -80.16 -77.16          $ Union entre placa inferior e
intermedia
479 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -84.83 -81.83          $ Union entre placa inferior e
intermedia
480 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -89.5 -86.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
481 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -80.16 -77.16          $ Union entre placa inferior e
intermedia
482 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -84.83 -81.83          $ Union entre placa inferior e
intermedia
483 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -89.5 -86.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
484 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
485 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16          $ Union entre placa inferior e
intermedia
486 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83          $ Union entre placa inferior e
intermedia
487 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
488 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia
489 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16          $ Union entre placa inferior e
intermedia
490 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83          $ Union entre placa inferior e
intermedia
491 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5          $ Union entre placa inferior e
intermedia

```

ANEXOS

```

c ----- Reductor cercano a la fuente -----
492      rpp -7 1 23.5 37.5 -110 -104      $ Aire
493      rpp -9 3 21.5 39.5 -112 -102      $ A-42B
c ----- Reductor centro -----
494 1    rpp -34 -26 -72 -58 -96.5 -90.5      $ Aire
495 1    rpp -36 -24 -74 -56 -98.5 -88.5      $ A-42B
c ----- Reductor al lado del cono -----
496 1    rpp -3 3 -69 -61 -50.5 -44.5      $ Aire
497 1    rpp -5 5 -71 -59 -52.5 -42.5      $ A-42B
c ----- tierra -----
c 700 4   rpp -25 25 -25 25 -25 25
c ----- agua -----
c 701 5   rpp -5.725 5.725 -5.725 5.725 -5.725 5.725
c -----Polyethylene box h80 L70 L70-----
200 6   rpp -35 35 -35 55 -24 12
c -----lead cylinder D18 d9 L20-----
201 8   rcc 15 40 -44 20 0 0 9
c -----air cylinder D8.5 L20-----
202 8   rcc 15 40 -44 20 0 0 4.25
c -----Polyethylene cylinder door D36 L10-----
203 6   rcc 0 65 -6 0 10 0 20
c -----Polyethylene cylinder door D30 L10-----
204 6   rcc 0 55 -6 0 10 0 20
c -----air cylinder D30 H70-----
205 9   rcc 0 -10 -3.5 0 68 0 16
c -----polyethylene surround-----
206 7   rcc 0 0 -2 0 0 20 3.5
c -----polyethylene surround AmBe cladding-----
207 7   rcc 0 0 -2 0 0 20 2
c -----polyethylene bottom -----
208 6   rpp -35 35 -35 55 -44 -24
c -----polyethylene top -----
209 6   rpp -35 35 -35 55 12 32
c -----polyethylene cylinder door top -----
210 6   rcc 0 -9 12 0 0 20 2
c -----polyethylene cylinder door top -----
211 10  rcc 0 10 -21 0 0 23 3
c -----polyethylene cylinder door top -----
212 10  rcc 0 10 2 0 0 10 5
c -----polyethylene cylinder door top -----
213 10  rcc 0 2 -23 0 22 0 5

c *****
c *                                     Materials                                     *
c * -----*
c * Mat.  ZAID  Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.)  *
c * #      /      |      Comments      *
c *****
m2      6000      -3.0e-4      $ Acero 304 L      C
      14000      -0.01      $      Si
      15031      -4.5e-4      $      P-31
      16032      -3.0e-4      $      S-32
      24000      -0.19      $      Cr
      25055      -0.02      $      Mn-55
      26000      -0.67895      $      Fe
      28000      -0.1      $      Ni
m3      82000      +1.00      $ Plomo      Pb
m4      13027      +1.00      $ Aluminio      Al-27
m5      1001      1.15335e-2      $ Aire (EG)      H
      6000      1.48811e-4      $      C
      7014      7.70858e-1      $      N-14
      8016      2.12867e-1      $      O-16
      18000      4.59020e-3      $      Ar
      2004      2.56656e-6      $      He-4
mt5     lwtr.01t      $ S(a,b)
m6      1001      -0.111894      $ Agua      H
      8016      -0.888106      $      O
mt6     lwtr.01t      $ S(a,b)
m7      1001      -0.097976      $ Nylon tipo 6      H
      6000      -0.636856      $ (Seltzer-Berger)      C
      7014      -0.123779      $      N-14
      8016      -0.141389      $      O-16
m8      8016      -0.4590      $ Techo      O-16
      11023      -0.0091      $ (Ladrillo)      Na-23
      13027      -0.1538      $      Al-27
      14000      -0.2405      $      Si

```

	20000	-0.0294	\$	Ca			
	26000	-0.1082	\$	Fe			
m9	1001	-5.22e-3	\$ Muros, piso	H			
	6000	-5.77e-2	\$ y bloques	C			
	8016	-4.99e-1	\$	O-16			
	11023	-5.93e-4	\$	Na-23			
	13027	-1.91e-2	\$	Al-27			
	14000	-1.67e-1	\$	Si			
	19000	-1.01e-2	\$	K			
	20000	-2.24e-1	\$	Ca			
	22000	-1.00e-3	\$	Ti			
	24000	-8.67e-5	\$	Cr			
	25055	-2.00e-3	\$	Mn-55			
	26000	-1.01e-2	\$	Fe			
mt9	lwtr.01t		\$ S(a,b)				
m10	1001	-0.1357	\$ Polyboro	H			
	6000	-0.8143	\$	C			
	5010	-0.00922	\$	B-10			
	5011	-0.04078	\$	B-11			
mt10	poly.01t		\$ S(a, b)				
m11	26000	-0.97658					
	6000	-0.0021	\$ ACERO A-42B = S-275 JR				
	25055	-0.015	\$ 7.86 gr/cm3				
	15031	-0.00035					
	16000	-0.00035					
	7014	-0.00012					
	29063	-0.00380435					
	29065	-0.00169565					
m12	26000	-0.68595	\$ ACERO INOXIDABLE AISI-304 (Base detector)				
	6000	-0.0008	\$ 7.93 gr/cm3				
	25055	-0.02					
	14000	-0.01					
	15031	-0.00045					
	16000	-0.0003					
	24000	-0.19					
	28058	-0.062961975					
	28060	-0.024265525					
	28061	-0.0010545					
	28062	-0.00336145					
	28064	-0.00085655					
m13	26000	-0.9856	\$ ACERO F111 (Disco, Placa intermedia y placa)				
	6000	-0.0025	\$ 7.95 gr/cm3				
	25055	-0.009	\$ ASTM A570 Grade 36 = F111				
	15031	-0.0004					
	16000	-0.0005					
	29063	-0.0013834					
	29065	-0.0006166					
m15	29000	-1	\$ Cu Rotor				
mt16	poly.10t						
m16	1001	-0.143716	& \$ Polietileno				
	6000	-0.856284					
m17	11023	-0.153773	& \$ NaI				
	53127	-0.846227					
m18	8016	-0.396964&	\$ oxigeno				
	12000	-0.603036	\$ Magnesio				
m19	13027	-1.00	\$ Aluminio				
c	*****						
c	*	Distribucion de la fuente de Am241 - Be					
c	*****						
c	ISO-8529 parte 3 1998 (Gallego, E. et al. 2002) Informe de avance del proyecto						
c	de I+D sobre dosimetría neutronica en la UPM CTN-04/02 (2002) Espectro como						
c	termino fuente, espectro resultante igual al producido por el espectro del						
c	AmBe de la IEAE (Tech. 318) Distribucion uniforme de la fuente a lo largo de la celda						
1							
c							
SDEF	CEL 1 POS 0 0 0 ERG D1 RAD D2 EXT D3 AXS 0 0 1						
SI1 h	4.14E-07	1.10E-01	3.30E-01	5.40E-01 7.50E-01 9.70E-01			
	1.18E+00	1.40E+00	1.61E+00	1.82E+00 2.04E+00 2.25E+00			
	2.47E+00	2.68E+00	2.90E+00	3.11E+00 3.32E+00 3.54E+00			
	3.75E+00	3.97E+00	4.18E+00	4.39E+00 4.61E+00 4.82E+00			
	5.04E+00	5.25E+00	5.47E+00	5.68E+00 5.89E+00 6.11E+00			
	6.32E+00	6.54E+00	6.75E+00	6.96E+00 7.18E+00 7.39E+00			
	7.61E+00	7.82E+00	8.03E+00	8.25E+00 8.46E+00 8.68E+00			
	8.89E+00	9.11E+00	9.32E+00	9.53E+00 9.75E+00 9.96E+00			
	1.02E+01	1.04E+01	1.06E+01	1.08E+01 1.10E+01			
SP1 D	0.0	1.44E-02	3.34E-02	3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02			

ANEXOS

```

2.14E-02 1.98E-02 1.75E-02 1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02
2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02
3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02
3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02
1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.68E-02
1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03
4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03
4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04
SI2 0 0.74041
SI3 2.32156
c *****
c *          Calculo de la dosis por neutrones / Tallies          *
c *****
c Factores (pSv-cm2) de H*(10)/FLX se obtuvieron del ICRP 74, 1997 pag. 199 y 200
c fc5 Dosis equivalente ambiental H*(10) [pSv-s-1/Q]
c
del5 log  1.00E-9 1.00E-8 2.53E-8 1.00E-7 2.00E-7 5.00E-7 1.00E-6 2.00E-6
          5.00E-6 1.00E-5 2.00E-5 5.00E-5 1.00E-4 2.00E-4 5.00E-4 1.00E-3
          2.00E-3 5.00E-3 1.00E-2 2.00E-2 3.00E-2 5.00E-2 7.00E-2 1.00E-1
          1.50E-1 2.00E-1 3.00E-1 5.00E-1 7.00E-1 9.00E-1 1.00E+0 1.20E+0
          2.00E+0 3.00E+0 4.00E+0 5.00E+0 6.00E+0 7.00E+0 8.00E+0 9.00E+0
          1.00E+1 1.20E+1 1.40E+1 1.50E+1 1.60E+1 1.80E+1 2.00E+1 3.00E+1
          5.00E+1 7.50E+1 1.00E+2 1.25E+2 1.50E+2 1.75E+2 2.01E+02
df15 log  6.60  9.00  10.6  12.9  13.5  13.6
          13.3  12.90  12.00  11.3  10.6  9.90
          9.40  8.90  8.30  7.90  7.70  8.00
          10.50 16.60  23.70  41.10  60.00  88.00
          132.00 170.00 233.00 322.00 375.00 400.00
          416.00 425.00 420.00 412.00 408.00 405.00
          400.00 405.00 409.00 420.00 440.00 480.00
          520.00 540.00 555.00 570.00 600.00 515.00
          400.00 330.00 285.00 260.00 245.00 250.00
          260.00
f15:n  -35  0  0 1.0 $ H(10)
        -135 0  0 1.0 $ H(10)
         35  0 35 1.0 $ H(10)
         35  0 135 1.0 $ H(10)
         0  78  0 1.0 $ H(10)
         0 178  0 1.0 $ H(10)
         0 -35  0 1.0 $ H(10)
         0 -135 0 1.0 $ H(10)
         27  58  0 1.0 $ H(10)
         27 158  0 1.0 $ H(10)
c *****
c *          HISTORIAS Y REGISTROS          *
c *****
c cut:p j 0.25
cut:n j 0
mode n
nps 1e8
prtmp 0 1e6
print

```

FINAL

6.1.4 FICHERO 4: Sistema para la optimización del flujo térmico mediante cilindros de polietileno de alta densidad

Archivo de entrada 4: Simulación de un sistema para la optimización del flujo térmico mediante cilindros de polietileno de alta densidad con la fuente de Am/Be del Laboratorio de Medidas Neutrónicas del Departamento de Ingeniería Energética

Archivo de entrada modelo para un sistema que optimice el flujo térmico mediante cilindros de polietileno de alta densidad para una fuente de Am/Be

INICIO

Sistema cilindros

```

c
c *****
c *
c *          UNIVERSIDAD POLITECNICA DE MADRID          *
c *          DEPARTAMENTO DE INGENIERIA ENERGETICA      *
c *
c *          Sistema cilindros                        *
c *
c *          AUTOR: LENIN E. CEVALLOS-ROBALINO        *
c *          TUTOR: Eduardo Gallego Diaz              *
c *****
c
c Version 1.0: Fuente isotopica de 241AmBe (3 Ci) sobre la bancada
c              a 3 metros de altura sobre el piso
c              Q nominal de la fuente = 6.64(6) n/seg
c Sitio: UPM - DIE
c Datos de la fuente, sala y bancada: Alfredo Lorente
c Requerimientos: Eduardo Gallego
cCodigo: MCNP6.1_(01/10/2017)
c
c *****
c *          Datos de las celdas                        *
c * -----
c * Celda  Densidad  Superficies          Importancia  $ Comentario  *
c * #      <0, g/cm3
c *****
c          ***** Celdas de la fuente *****
1      0          -1 -12 13                      imp:n,p=2  $ Interior (hide
Am-Be)
2      2  -7.9      (-11 12 -2):(-12 13 1 -2):(-13 14 -2) imp:n,p=4  $ Cladding
3      3 -11.4      (-10 11 -3):(-14 15 -3):(-11 14 2 -3) imp:n,p=6  $ Pb
4      4  -2.7      (-9 10 -5):(-15 16 -5):(-10 15 3 -5)  imp:n,p=8  $ Al
5      5 -1.293E-3  (-8 9 -6):(-16 17 4 -6):(-9 16 5 -6)  imp:n,p=10 $ Aire
6      6  -7.86     (-8 17 6 -7):(-17 18 -7)              imp:n,p=12 $ Tubo (Fe)
7      7  -1.14     -16 17 -4                          imp:n,p=1  $ Nylon(T6)
c          *****
c          Celdas nueva bancada
c          *****
8      5 -1.293E-3  -301          imp:n,p=1  $ Aire
9      11 -7.86      301 -302 imp:n,p=1  $ A 42-B
10     5 -1.293E-3  -303          imp:n,p=1
11     11 -7.86      303 -304 imp:n,p=1
12     5 -1.293E-3  -305          imp:n,p=1
13     11 -7.86      305 -306 imp:n,p=1
14     5 -1.293E-3  -307          imp:n,p=1
15     11 -7.86      307 -308 imp:n,p=1
16     5 -1.293E-3  -309          imp:n,p=1
17     11 -7.86      309 -310 imp:n,p=1
18     5 -1.293E-3  -311          imp:n,p=1
19     11 -7.86      311 -312 imp:n,p=1
20     5 -1.293E-3  -313          imp:n,p=1
21     11 -7.86      313 -314 imp:n,p=1
22     5 -1.293E-3  -315          imp:n,p=1
23     11 -7.86      315 -316 imp:n,p=1
24     5 -1.293E-3  -317          imp:n,p=1
25     11 -7.86      317 -318 imp:n,p=1
26     5 -1.293E-3  -319          imp:n,p=1
27     11 -7.86      319 -320 imp:n,p=1
28     5 -1.293E-3  -321          imp:n,p=1
29     11 -7.86      321 -322 imp:n,p=1
30     5 -1.293E-3  -323          imp:n,p=1
31     11 -7.86      323 -324 imp:n,p=1
32     5 -1.293E-3  -325          imp:n,p=1
33     11 -7.86      325 -326 imp:n,p=1
34     5 -1.293E-3  -327          imp:n,p=1
35     11 -7.86      327 -328 imp:n,p=1
36     5 -1.293E-3  -329          imp:n,p=1

```

ANEXOS

```

37 11 -7.86 329 -330 imp:n,p=1
38 5 -1.293E-3 -331 imp:n,p=1
39 11 -7.86 331 -332 imp:n,p=1
40 5 -1.293E-3 -333 imp:n,p=1
41 11 -7.86 333 -334 imp:n,p=1
42 13 -7.95 -335 341 imp:n,p=1 $ Shell barra
43 13 -7.95 -336 342 imp:n,p=1
44 4 -2.7 338 -337 imp:n,p=1 $ CARCAZA (Motor-Fuente)
45 15 -8.96 339 -340 imp:n,p=1 $ DEVANADO
46 12 -7.93 -339 imp:n,p=1 $ EJE
47 5 -1.293E-3 339 340 -338 imp:n,p=1
48 5 -1.293E-3 -341 imp:n,p=1 $ Hueco aire barra
49 5 -1.293E-3 -342 imp:n,p=1 $ Hueco aire barra
50 12 -7.93 -343 imp:n,p=1 $ Tornillo sin fin
51 5 -1.293E-3 -344 imp:n,p=1
52 11 -7.86 344 -345 imp:n,p=1
53 5 -1.293E-3 -346 imp:n,p=1
54 11 -7.86 346 -347 imp:n,p=1
55 5 -1.293E-3 -348 imp:n,p=1
56 11 -7.86 348 -349 imp:n,p=1
57 5 -1.293E-3 -350 imp:n,p=1
58 11 -7.86 350 -351 imp:n,p=1
c ----- Marco amarillo -----
59 11 -7.86 -352 353 imp:n,p=1 $ A 42-B
c ----- Travesaño intermedio recto -----
60 5 -1.293E-3 -354 imp:n,p=1
61 11 -7.86 354 -355 imp:n,p=1
c ----- Travesaño intermedio inclinado -----
62 5 -1.293E-3 -356 imp:n,p=1
63 11 -7.86 356 -357 imp:n,p=1
c ----- Barras entre placas del pantógrafo --
64 13 -7.95 -462 imp:n,p=1
65 13 -7.95 -463 imp:n,p=1
66 13 -7.95 -464 imp:n,p=1
67 13 -7.95 -465 imp:n,p=1
68 13 -7.95 -466 imp:n,p=1
69 13 -7.95 -467 imp:n,p=1
70 13 -7.95 -468 imp:n,p=1
71 13 -7.95 -469 imp:n,p=1
72 13 -7.95 -470 imp:n,p=1
73 13 -7.95 -471 imp:n,p=1
74 13 -7.95 -472 imp:n,p=1
75 13 -7.95 -473 imp:n,p=1
76 13 -7.95 -474 imp:n,p=1
77 13 -7.95 -475 imp:n,p=1
78 13 -7.95 -476 imp:n,p=1
79 13 -7.95 -477 imp:n,p=1
80 13 -7.95 -478 imp:n,p=1
81 13 -7.95 -479 imp:n,p=1
82 13 -7.95 -480 imp:n,p=1
83 13 -7.95 -481 imp:n,p=1
84 13 -7.95 -482 imp:n,p=1
85 13 -7.95 -483 imp:n,p=1
86 13 -7.95 -484 imp:n,p=1
87 13 -7.95 -485 imp:n,p=1
88 13 -7.95 -486 imp:n,p=1
89 13 -7.95 -487 imp:n,p=1
90 13 -7.95 -488 imp:n,p=1
91 13 -7.95 -489 imp:n,p=1
92 13 -7.95 -490 imp:n,p=1
93 13 -7.95 -491 imp:n,p=1
c ----- Placas -----
94 12 -7.93 -450 imp:n,p=10 $ AISI-304
95 13 -7.95 -451 imp:n,p=1 $ Acero Disco
96 13 -7.95 -452 imp:n,p=1 $ Acero Disco
97 13 -7.95 -453 imp:n,p=1 $ Acero Disco
98 13 -7.95 -455 imp:n,p=1 $ Eje del cono nylon
99 7 -1.14 455 -456 imp:n,p=1 $ Cono de nylon
c ---- 297 12 -8 -457 imp:n,p=1 $ Redu Vel Cono
100 4 -2.7 459 -458 imp:n,p=1 $ Carcasa (Motor-Fuente)
101 15 -8.96 460 -461 imp:n,p=1 $ Devanado
102 12 -7.93 -460 imp:n,p=1 $ Eje
103 5 -1.293E-3 460 461 -459 imp:n,p=1
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
104 5 -1.293E-3 -492 imp:n,p=1
105 11 -7.86 492 -493 imp:n,p=1

```

```

c ----- Reductor centro -----
106 5 -1.293E-3 -494 imp:n,p=1
107 11 -7.86 494 -495 imp:n,p=1
c ----- Reductor junto al cono -----
108 5 -1.293E-3 -496 imp:n,p=1
109 11 -7.86 496 -497 imp:n,p=1
c
c *****
c Techo, piso y muros de la sala
c *****
110 8 -2.0 108 -105 117 -111 400 -119 imp:n,p=1 $ Techo
111 10 -0.95 108 -105 117 -111 120 -400 imp:n,p=1 $ Polyboro
112 9 -2.35 108 -105 111 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro atras
113 9 -2.35 108 -105 118 -117 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro delante
114 9 -2.35 109 -108 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro derecha
115 9 -2.35 105 -106 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro izquierda
116 9 -2.35 108 -105 117 -111 125 -124 imp:n,p=1 $ Piso
c
c *****
c Muros formados por los bloques
c *****
117 9 -2.35 102 -105 113 -112 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques cerca Q
118 9 -2.35 107 -101 115 -114 124 -123 imp:n,p=1 $ Bloques chaparro
119 9 -2.35 108 -103 116 -115 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques lejos Q
c
c *****
c Aire en la sala: dentro de la zona de irradiacion
c *****
120 5 -1.293E-3 (108 -105 112 -111 121 -120):&
(100 -121 124 108 -105 112 -111) imp:n,p=1
c
c *****
c Aire en la sala: fuera de la zona de irradiacion
c *****
121 5 -1.293E-3 (108 -105 117 -112 124 -120)&
#117#118#119 imp:n,p=1 $ Celdas excluidas
c
c *****
c Santorium
c *****
122 5 -1.293E-3 (-121 126 -100 -127)#24#25#26#27#28#29 imp:n,p=5
123 5 -1.293E-3 (-121 126 -100 127)#1#2#3#4#5#6#7#8#9#10#11#12&
#13#20#21#42#43#48#49#50#59#64#65#66#67#68&
#69#70#71#72#73#74#75#76#77#78#79#80#81&
#82#83#84#85#86#87#88#89#90#91#92#93#94#95#96&
#97#98#99#100#101#102#103#104#105#106#107#&
108#109#702#703#704#705#706 imp:n,p=5
124 5 -1.293E-3 (-126 124 -100)#14#15#16#17#18#19#22#23&
#30#31#32#33#34#35#36#37#38#39#40#41#44&
#45#46#47#51#52#53#54#55#56#57#58#60#61&
#62#63 imp:n,p=5
c
c *****
c Aire fuera de la sala
c *****
125 5 -1.293E-3 (-300 119):(-300 -125):(-300 -119 125 -118):&
(-300 110 -119 125):(-300 106):(-300 -109):&
(-300 110 109 -106):(-300 -118 -106 109) imp:n,p=1
c
c *****
c Mundo exterior
c *****
126 0 300 imp:n,p=0
c
c *****
c tierra
c *****
c 700 20 -1.52 701 -700 imp:n,p=1 $ earth eeuu averge
c *****
c caja hierro
c *****
c 701 6 -0.998207 225 -701 imp:n,p=1 $ agua
c *****
c polyethylene cylinder *D115 d90 e12
c *****
c 702 16 -0.94 1 2 3 4 5 6 7 703 -702 706 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****

```

ANEXOS

```

c      air cylinder D115 *d90 e12
c      *****
703 5 -1.293E-3    1 2 3 4 5 6 7 -703 706 imp:n,p=1 $ air
c      *****
c      polyethylene cylinder *D115 d90 e12
c      *****
704 16 -0.94      1 2 3 4 5 6 7 -704 702 imp:n,p=1 $ polyethylene
c      *****
c      polyethylene cylinder *D165 d115 e12
c      *****
705 16 -0.94      1 2 3 4 5 6 7 -705 704 imp:n,p=1 $ polyethylene
c      *****
c      polyethylene cylinder *D59 d33 e13
c      *****
706 16 -0.94      1 2 3 4 5 6 7 -706 imp:n,p=1 $ polyethylene
(ESPACIO EN BLANCO)
c      *****
c      *                               Superficies                               *
c      * Geomet Dimensiones           $ Comentarios                               *
c      *****
c
1      cz      0.74041      $ Radio del AmBe
2      cz      0.9525      $ Radio del Cladding
3      cz      1.0525      $ Radio del Plomo
4      cz      1.2000      $ Radio del Nylon
5      cz      1.25        $ Radio de la capsula de traslado de la fuente
6      cz      1.27        $ Radio interno del tubo de la fuente
7      cz      1.42        $ Radio externo del tubo de la fuente
8      pz      55.00       $ Techo del tubo de la fuente
9      pz      4.61587     $ Techo de la capsula de traslado de la fuente
10     pz      2.61587     $ Techo superior de Pb
11     pz      2.51587     $ Techo del cladding
12     pz      2.32156     $ Techo del AmBe
13     pz      -2.32156    $ Piso del AmBe
14     pz      -2.51587    $ Piso del Cladding
15     pz      -2.61587    $ Piso del Plomo
16     pz      -4.61587    $ Piso de la capsula de traslado de la fuente
17     pz      -6.11587    $ Piso del Nylon
18     pz      -11.11587   $ Piso del tubo de la fuente
c
c      ***** Recinto Cilindrico Santorium *****
100    cz      300        $ Recinto virtual
101    px      80         $
102    px      200        $
103    px      315        $
105    px      450        $
106    px      500        $
107    px      -320       $
108    px      -450       $
109    px      -500       $
110    py      450        $
111    py      400        $
112    py      -400       $
113    py      -450       $
114    py      -555       $
115    py      -605       $
116    py      -655       $
117    py      -1200      $
118    py      -1250      $
119    pz      545        $ Superficie superior del techo
400    pz      500        $ Superficie con PolyBoro 1/18-Mzo/03
120    pz      495        $ Techo (Sup. inferior)
121    pz      300        $
122    pz      0.00001    $
123    pz      -25        $
124    pz      -305       $ Nivel del suelo
125    pz      -350       $ Colado de concreto
126    pz      -112       $ Superficie que divide en dos el santuarium
127    py      -200       $ Superficie que divide el santuarium
300    so      1800       $
c      ***** NUEVA BANCADA *****
c
c      ----- Elemento de sujeccion de la fuente -----
301    rpp     -3.5 3.5 2.02 16.02 25.5 32.5 $ Aire
302    rpp     -4 4 1.52 16.52 25 33 $ A-42B
c      ----- Travesano (Fuente) -----

```

```

303    rpp    -36.5 36.5 17.02 24.02 25.5 32.5  $ Aire
304    rpp    -37 37 16.52 24.52 25 33  $ A-42B
c ----- Poste derecho (Fuente) -----
305    rpp    29.5 36.5 17.02 24.02 -111.5 24.5  $ Aire
306    rpp    29 37 16.52 24.52 -112 25  $ A-42B
c ----- Elemento derecho (largo) (Fuente) -----
307    rpp    29.5 36.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5  $ Aire
308    rpp    29 37 -235.58 44.42 -120 -112  $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
309    rpp    -28.5 28.5 -1.98 5.02 -119.5 -112.5  $ Aire
310    rpp    -29 29 -2.48 5.52 -120 -112  $ A-42B
c ----- Elemento izquierdo (largo) (Fuente) -----
311    rpp    -36.5 -29.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5  $ Aire
312    rpp    -37 -29 -235.58 44.42 -120 -112  $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Fuente) -----
313    rpp    -36.5 -29.5 17.02 24.02 -111.5 24.5  $ Aire
314    rpp    -37 -29 16.52 24.52 -112 25  $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Far from Fuente) -----
315    rpp    -28.5 28.5 -196.08 -189.08 -119.5 -112.5  $Aire
316    rpp    -29 29 -196.58 -188.52 -120 -112  $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
317    rpp    -36.5 36.5 -215.08 -208.08 25.5 32.5  $ Aire
318    rpp    -37 37 -215.58 -207.58 25 33  $ A-42B
c ----- Poste derecho (Far from Fuente) -----
319    rpp    29.5 36.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5  $ Aire
320    rpp    29 37 -215.58 -207.58 -112 25  $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Far from Fuente) -----
321    rpp    -36.5 -29.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5  $ Aire
322    rpp    -37 -29 -215.58 -207.58 -112 25  $ A-42B
c ----- Pata derecho (Near Fuente) -----
323    rpp    29.5 36.5 -1.98 5.02 -304.5 -120.5  $ Aire
324    rpp    29 37 -2.48 5.52 -305 -120  $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Near Fuente) -----
325    arb    -70.5 -1.98 -304.5 -36.5 -1.98 -120.5
          -70.5 5.02 -304.5 -36.5 5.02 -120.5
          -63.5 -1.98 -304.5 -29.5 -1.98 -120.5
          -63.5 5.02 -304.5 -29.5 5.02 -120.5
          5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
326    arb    -71 -2.48 -305 -37 -2.48 -120
          -71 5.52 -305 -37 5.52 -120
          -63 -2.48 -305 -29 -2.48 -120
          -63 5.52 -305 -29 5.52 -120
          5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Pata derecho (Far from Fuente) -----
327    rpp    29.5 36.5 -196.08 -189.08 -304.5 -120.5  $ Aire
328    rpp    29 37 -196.58 -188.52 -305 -120  $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Far from Fuente) -----
329    arb    -70.5 -196.08 -304.5 -36.5 -196.08 -120.5
          -70.5 -189.08 -304.5 -36.5 -189.08 -120.5
          -63.5 -196.08 -304.5 -29.5 -196.08 -120.5
          -63.5 -189.08 -304.5 -29.5 -189.08 -120.5
          5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
330    arb    -71 -196.58 -305 -37 -196.58 -120
          -71 -188.52 -305 -37 -188.52 -120
          -63 -196.58 -305 -29 -196.58 -120
          -63 -188.52 -305 -29 -188.52 -120
          5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
331    rpp    -28.5 28.5 36.92 43.92 -119.5 -112.5  $ Aire
332    rpp    -29 29 36.42 44.42 -120 -112  $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
333    rpp    -28.5 28.5 -235.08 -228.08 -119.5 -112.5  $ Aire
334    rpp    -29 29 -235.58 -227.58 -120 -112  $ A-42B
c ----- Barras del tornillo sin fin y motor -----
335    rcc    4.5 5.02 -106 0 -198 0 2  $ Barra Der
336    rcc    -4.5 5.02 -106 0 -198 0 2  $ Barra Izq
337    rcc    -3 30.5 -112 0 0 -21 5  $ Motor (Fuente)
338    rcc    -3 30.5 -113 0 0 -19 3  $ Carcasa
339    rcc    -3 30.5 -114.5 0 0 -17 0.7  $ Eje
340    rcc    -3 30.5 -116 0 0 -10 2.5  $ Devanado Cu
341    rcc    4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6  $ Hueco Barra Der
342    rcc    -4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6  $ Hueco Barra Izq
343    rcc    0 5.02 -106 0 -198 0 1.8  $ Tornillo sin fin
c ----- Travesaños inferiores -----
344    arb    -46.04 -188.02 -209.5 -44.55 -188.02 -202.5
          -46.04 -2.98 -209.5 -44.55 -2.98 -202.5

```

ANEXOS

```

-52.04 -188.02 -209.5 -51.2 -188.02 -202.5
-52.04 -2.98 -209.5 -51.2 -2.98 -202.5
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
345 arb -45.54 -188.52 -210 -44.05 -188.52 -202
-45.54 -2.98 -210 -44.05 -2.98 -202
-52.54 -188.52 -210 -51.7 -188.52 -202
-52.54 -2.98 -210 -51.7 -2.98 -202
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c
346 arb 29.5 -188.02 -209.5 36.5 -188.02 -202.5 29.5 -2.98 $ Aire
-209.5 36.5 -2.98 -202.5 36.5 -188.02 -209.5 29.5 -188.02
-202.5 36.5 -2.98 -209.5 29.5 -2.98 -202.5 1357 2468 2457 7348
6813 6215
347 arb 29 -188.52 -210 37 -188.52 -202 29 -2.98 -210 37 -2.98 $ A-42B
-202 37 -188.52 -210 29 -188.52 -202 37 -2.98 -210 29 -2.98
-202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
348 arb -44.8 -1.88 -209.5 28.5 -1.88 -202.5 -44.8 5.02 -209.5 $ Aire
28.5 5.02 -202.5 28.5 -1.88 -209.5 -43.55 -1.88 -202.5 28.5
5.02 -209.5 -43.55 5.02 -202.5 1357 2468 2457 7348 6813 6215
349 arb -45.54 -2.38 -210 29 -2.38 -202 -45.54 5.52 -210 29 5.52 $ A-42
-202 29 -2.38 -210 -44.05 -2.38 -202 29 5.52 -210 -44.05 5.52
-202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano bajo corto (Far from Fuente) -----
350 arb -44.45 -196.08 -209.5 28.45 -196.08 -202.5 -44.35 $ Aire
-189.08 -209.5 28.5 -189.08 -202.5 28.5 -196.08 -209.5 -43.2
-196.08 -202.5 28.5 -189.08 -209.5 -43.2 -189.08 -202.5 1357
2468 2457 7348 6813 6215
351 arb -45.035 -196.58 -210 29 -196.58 -202 -45.035 -188.58 $ A-42B
-210 29 -188.58 -202 29 -196.58 -210 -43.6 -196.58 -202 29
-188.58 -210 -43.6 -188.58 -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Marco amarillo -----
352 rpp -35 35 -194.48 3.52 -112 -108
353 rpp -31 31 -190.48 -0.48 -112 -108
c ----- Travesano intermedio recto -----
354 rpp 29.5 36.5 -99.03 -91.03 -201.5 -120.5 $ Aire
355 rpp 29 37 -99.53 -91.53 -202 -120 $ A-42B
c ----- Travesano intermedio inclinado -----
356 arb -44.65 -99.03 -201.5 -29.5 -99.03 -120.5
-44.65 -91.03 -201.5 -29.5 -91.03 -120.5
-51.23 -99.03 -201.5 -36.5 -99.03 -120.5
-51.23 -91.03 -201.5 -36.5 -91.03 -120.5
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
357 arb -44.15 -99.53 -202 -29 -99.53 -120
-44.15 -91.53 -202 -29 -91.53 -120
-51.73 -99.53 -202 -37 -99.53 -120
-51.73 -91.53 -202 -37 -91.53 -120
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c ----- Seccion de las placas bajo la posicion del detector
450 1 rpp -15 15 -80 -50 -13 -12 $ Base detector AISI-304
451 1 rcc 0 -65 -36.5 0 0 1 15.3 $ Acero Disco
452 1 rpp -35 35 -75 -55 -99.5 -98.5 $ Acero P inferior
453 1 rpp -17.5 17.5 -75 -55 -63.5 -62.5 $ Acero p intermedia
455 1 rcc 7 -67 -47.5 8 0 0 0.5 $ Eje cono nylon
456 1 trc 7 -67 -47.5 8 0 0 5.5 2.5 $ Cono Nylon
457 rpp -5 5 -75 -65 -65 -55 $ Redu Vel Cono
458 1 rcc -30 -65 -88.5 0 0 21 5 $ MOTOR (PLACAS)
459 1 rcc -30 -65 -87.5 0 0 19 3 $ CARCAZA
460 1 rcc -30 -65 -86 0 0 17 0.7 $ EJE
461 1 rcc -30 -65 -84.5 0 0 10 2.5 $ DEVANADO Cu
462 1 rcc -12.5 -65 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
463 1 rcc 8.9 -73.9 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
464 1 rcc 8.9 -56.1 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
465 1 rcc -10 -65 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
466 1 rcc 4.35 -57 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
467 1 rcc 4.35 -73 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
468 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
469 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
470 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
471 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
472 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
473 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
474 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
475 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
476 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
477 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e intermedia

```



```

478 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
479 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
480 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
481 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
482 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
483 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
484 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
485 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
486 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
487 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
488 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e intermedia
489 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
490 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
491 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
492 rpp -7 1 23.5 37.5 -110 -104 $ Aire
493 rpp -9 3 21.5 39.5 -112 -102 $ A-42B
c ----- Reductor centro -----
494 1 rpp -34 -26 -72 -58 -96.5 -90.5 $ Aire
495 1 rpp -36 -24 -74 -56 -98.5 -88.5 $ A-42B
c ----- Reductor al lado del cono -----
496 1 rpp -3 3 -69 -61 -50.5 -44.5 $ Aire
497 1 rpp -5 5 -71 -59 -52.5 -42.5 $ A-42B
c ----- tierra -----
c 700 4 rpp -25 25 -25 25 -25 25
c ----- agua -----
701 5 rpp -5.725 5.725 -5.725 5.725 -5.725 5.725
c -----Polyethylene cylinder *D90 d66 h36 e12-----
702 6 rcc 0 0 -27 0 0 36 4.5
c -----air cylinder D90 *d66 h34 e12-----
703 6 rcc 0 0 -27 0 0 34 3.3
c -----polyethylene cylinder *D115 d90 h38 e12-----
704 6 rcc 0 0 -27 0 0 38 5.75
c -----polyethylene cylinder *D165 d115 h40 e25-----
705 6 rcc 0 0 -27 0 0 40 8.25
c -----polyethylene cylinder *D59 d33 h140 e13-----
706 6 rcc 0 0 -27 0 0 14 2.95
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c * Materials *
c * ----- *
c * Mat. ZAID Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.) *
c * # / | Comments *
c *****
m2 6000 -3.0e-4 $ Acero 304 L C
14000 -0.01 $ Si
15031 -4.5e-4 $ P-31
16032 -3.0e-4 $ S-32
24000 -0.19 $ Cr
25055 -0.02 $ Mn-55
26000 -0.67895 $ Fe
28000 -0.1 $ Ni
m3 82000 +1.00 $ Plomo Pb
m4 13027 +1.00 $ Aluminio Al-27
m5 1001 1.15335e-2 $ Aire (EG) H
6000 1.48811e-4 $ C
7014 7.70858e-1 $ N-14
8016 2.12867e-1 $ O-16
18000 4.59020e-3 $ Ar
2004 2.56656e-6 $ He-4
mt5 lwtr.01t $ S(a,b)
m6 1001 -0.111894 $ Agua H
8016 -0.888106 $ O
mt6 lwtr.01t $ S(a,b)

```

ANEXOS

m7	1001	-0.097976	\$ Nylon tipo 6	H
	6000	-0.636856	\$ (Seltzer-Berger)	C
	7014	-0.123779	\$	N-14
	8016	-0.141389	\$	O-16
m8	8016	-0.4590	\$ Techo	O-16
	11023	-0.0091	\$ (Ladrillo)	Na-23
	13027	-0.1538	\$	Al-27
	14000	-0.2405	\$	Si
	20000	-0.0294	\$	Ca
	26000	-0.1082	\$	Fe
m9	1001	-5.22e-3	\$ Muros, piso	H
	6000	-5.77e-2	\$ y bloques	C
	8016	-4.99e-1	\$	O-16
	11023	-5.93e-4	\$	Na-23
	13027	-1.91e-2	\$	Al-27
	14000	-1.67e-1	\$	Si
	19000	-1.01e-2	\$	K
	20000	-2.24e-1	\$	Ca
	22000	-1.00e-3	\$	Ti
	24000	-8.67e-5	\$	Cr
	25055	-2.00e-3	\$	Mn-55
	26000	-1.01e-2	\$	Fe
mt9	lwtr.01t		\$ S(a,b)	
m10	1001	-0.1357	\$ Polyboro	H
	6000	-0.8143	\$	C
	5010	-0.00922	\$	B-10
	5011	-0.04078	\$	B-11
mt10	poly.01t		\$ S(a, b)	
m11	26000	-0.97658		
	6000	-0.0021	\$ ACERO A-42B = S-275 JR	
	25055	-0.015	\$ 7.86 gr/cm3	
	15031	-0.00035		
	16000	-0.00035		
	7014	-0.00012		
	29063	-0.00380435		
	29065	-0.00169565		
m12	26000	-0.68595	\$ ACERO INOXIDABLE AISI-304 (Base detector)	
	6000	-0.0008	\$ 7.93 gr/cm3	
	25055	-0.02		
	14000	-0.01		
	15031	-0.00045		
	16000	-0.0003		
	24000	-0.19		
	28058	-0.062961975		
	28060	-0.024265525		
	28061	-0.0010545		
	28062	-0.00336145		
	28064	-0.00085655		
m13	26000	-0.9856	\$ ACERO F111 (Disco, Placa intermedia y placa)	
	6000	-0.0025	\$ 7.95 gr/cm3	
	25055	-0.009	\$ ASTM A570 Grade 36 = F111	
	15031	-0.0004		
	16000	-0.0005		
	29063	-0.0013834		
	29065	-0.0006166		
m15	29000	-1	\$ Cu Rotor	
mt16	poly.10t			
m16	1001	-0.143716	\$ Polietileno	
	6000	-0.856284		
c	*****			
c	*	Distribucion de la fuente de Am241 - Be		*
c	*****			
c	ISO-8529 parte 3 1998 (Gallego, E. et al. 2002) Informe de avance del proyecto			
c	de I+D sobre dosimetria neutronica en la UPM CTN-04/02 (2002) Espectro como			
c	termino fuente, espectro resultante igual al producido por el espectro del			
c	AmBe de la IEAE (Tech. 318) Distribucion uniforme de la fuente a lo largo de la celda			
1				
c				
SDEF	CEL 1	POS 0 0 0	ERG D1 RAD D2 EXT D3	AXS 0 0 1
SI1 h	4.14E-07	1.10E-01	3.30E-01 5.40E-01 7.50E-01 9.70E-01	
	1.18E+00	1.40E+00	1.61E+00 1.82E+00 2.04E+00 2.25E+00	
	2.47E+00	2.68E+00	2.90E+00 3.11E+00 3.32E+00 3.54E+00	
	3.75E+00	3.97E+00	4.18E+00 4.39E+00 4.61E+00 4.82E+00	
	5.04E+00	5.25E+00	5.47E+00 5.68E+00 5.89E+00 6.11E+00	
	6.32E+00	6.54E+00	6.75E+00 6.96E+00 7.18E+00 7.39E+00	
	7.61E+00	7.82E+00	8.03E+00 8.25E+00 8.46E+00 8.68E+00	

```

      8.89E+00 9.11E+00 9.32E+00 9.53E+00 9.75E+00 9.96E+00
      1.02E+01 1.04E+01 1.06E+01 1.08E+01 1.10E+01
SP1  D      0.0 1.44E-02 3.34E-02 3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02
      2.14E-02 1.98E-02 1.75E-02 1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02
      2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02
      3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02
      3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02
      1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.68E-02
      1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03
      4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03
      4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04
SI2  0  0.74041
SI3  2.32156
c *****
c *                      Tallies                      *
c *****
c
c Energy bins are BUNKI's flujo neutronico
f5:n  0  0  -5  1.0
      0  0  -10 1.0
      0  0  -15 1.0
      0  0  -20 1.0
      0  0  -25 1.0
      0  0  -26 1.0
      0  0  -27 1.0
      0  0  -28 1.0
      0  0  -29 1.0
      0  0  -30 1.0
      0  0  -31 1.0
      0  0  -32 1.0
      0  0  -33 1.0
      0  0  -34 1.0
      0  0  -35 1.0
      0  0  -36 1.0
      0  0  -37 1.0
e5  9.441E-10 1.059E-09 1.189E-09 1.334E-09 1.496E-09 1.679E-09 &
      1.884E-09 2.113E-09 2.371E-09 2.661E-09 2.985E-09 3.350E-09 &
      3.758E-09 4.217E-09 4.732E-09 5.309E-09 5.957E-09 6.683E-09 &
      7.499E-09 8.414E-09 9.441E-09 1.059E-08 1.189E-08 1.334E-08 &
      1.496E-08 1.679E-08 1.884E-08 2.113E-08 2.371E-08 2.661E-08 &
      2.985E-08 3.350E-08 3.758E-08 4.217E-08 4.732E-08 5.309E-08 &
      5.957E-08 6.683E-08 7.499E-08 8.414E-08 9.441E-08 1.059E-07 &
      1.189E-07 1.334E-07 1.496E-07 1.679E-07 1.884E-07 2.113E-07 &
      2.371E-07 2.661E-07 2.985E-07 3.350E-07 3.758E-07 4.217E-07 &
      4.732E-07 5.309E-07 5.957E-07 6.683E-07 7.499E-07 8.414E-07 &
      9.441E-07 1.059E-06 1.189E-06 1.334E-06 1.496E-06 1.679E-06 &
      1.884E-06 2.113E-06 2.371E-06 2.661E-06 2.985E-06 3.350E-06 &
      3.758E-06 4.217E-06 4.732E-06 5.309E-06 5.957E-06 6.683E-06 &
      7.499E-06 8.414E-06 9.441E-06 1.059E-05 1.189E-05 1.334E-05 &
      1.496E-05 1.679E-05 1.884E-05 2.113E-05 2.371E-05 2.661E-05 &
      2.985E-05 3.350E-05 3.758E-05 4.217E-05 4.732E-05 5.309E-05 &
      5.957E-05 6.683E-05 7.499E-05 8.414E-05 9.441E-05 1.059E-04 &
      1.189E-04 1.334E-04 1.496E-04 1.679E-04 1.884E-04 2.113E-04 &
      2.371E-04 2.661E-04 2.985E-04 3.350E-04 3.758E-04 4.217E-04 &
      4.732E-04 5.309E-04 5.957E-04 6.683E-04 7.499E-04 8.414E-04 &
      9.441E-04 1.059E-03 1.189E-03 1.334E-03 1.496E-03 1.679E-03 &
      1.884E-03 2.113E-03 2.371E-03 2.661E-03 2.985E-03 3.350E-03 &
      3.758E-03 4.217E-03 4.732E-03 5.309E-03 5.957E-03 6.683E-03 &
      7.499E-03 8.414E-03 9.441E-03 1.059E-02 1.189E-02 1.334E-02 &
      1.496E-02 1.679E-02 1.884E-02 2.113E-02 2.371E-02 2.661E-02 &
      2.985E-02 3.350E-02 3.758E-02 4.217E-02 4.732E-02 5.309E-02 &
      5.957E-02 6.683E-02 7.499E-02 8.414E-02 9.441E-02 1.059E-01 &
      1.189E-01 1.334E-01 1.496E-01 1.679E-01 1.884E-01 2.113E-01 &
      2.371E-01 2.661E-01 2.985E-01 3.350E-01 3.758E-01 4.217E-01 &
      4.732E-01 5.309E-01 5.957E-01 6.683E-01 7.499E-01 8.414E-01 &
      9.441E-01 1.059E+00 1.189E+00 1.334E+00 1.496E+00 1.679E+00 &
      1.884E+00 2.113E+00 2.371E+00 2.661E+00 2.985E+00 3.350E+00 &
      3.758E+00 4.217E+00 4.732E+00 5.309E+00 5.957E+00 6.683E+00 &
      7.499E+00 8.414E+00 9.441E+00 1.059E+01 1.189E+01 1.334E+01 &
      1.496E+01 1.679E+01 1.884E+01 2.113E+01 2.371E+01 2.661E+01 &
      2.985E+01 3.350E+01 3.758E+01 4.217E+01 4.732E+01 5.309E+01 &
      5.957E+01 6.683E+01 7.499E+01 8.414E+01 9.441E+01 1.059E+02
c
TR5  0  -50  0  1  0  0  0  1  0  0  0  1  1  $ agua
TR6  0  0  0  1  0  0  0  1  0  0  0  1  1  $ Polietileno
cut:n j 0

```

ANEXOS

```
mode n  
nps 1e7  
prtmp 0 1e6  
print
```

FINAL

6.1.5 FICHERO 5: FANT – (*Fuente Ampliada de Neutrones Térmicos*)

Solido

Transparente

Laboratorio de Tecnología Nuclear

Laboratorio de Tecnología Nuclear			
Nombre:		Firma:		Formato:			
Dibujado:	Sviatoslav Ibáñez			A4			
Revisado:	Alfredo Lorente			Hoja 1 de 1			
Escala	FANT (Fuente ampliada de neutrones)						
1:10							
Vista general							
Indice de revisión: 1							
Fecha edición: mayo de 2018							
Nº de identif.: 100.0							

**Archivo de entrada 5: Simulación del sistema FANT (Fuente ampliada de Neutrones
Térmicos) previo a los ensayos a realizarse con la fuente de Am/Be del
Laboratorio de Medidas Neutrónicas del Departamento de Ingeniería
Energética y comparar sus resultados**

Archivo de entrada modelo para sistema FANT con el uso de una fuente de Am/Be

INICIO

Sistema cilindros

```

c
c *****
c *
c *          UNIVERSIDAD POLITECNICA DE MADRID          *
c *          DEPARTAMENTO DE INGENIERIA ENERGETICA        *
c *
c *          Sistema FANT                                *
c *
c *          AUTOR: LENIN E. CEVALLOS-ROBALINO           *
c *          TUTOR: Eduardo Gallego Diaz                 *
c *****
c
c Version 1.0: Fuente isotopica de 241AmBe (3 Ci) sobre la bancada
c              a 3 metros de altura sobre el piso
c              Q nominal de la fuente = 6.64(6) n/seg
c Sitio: UPM - DIE
c Datos de la fuente, sala y bancada: Alfredo Lorente
c Requerimientos: Eduardo Gallego
cCodigo: MCNP6.1_(01/03/2018)
c
c *****
c *
c *          Data Cells
c * -----
c * Cells Density Surfaces Importance $ Commentary
c * # <0, g/cm3
c *****
c          ***** Cells Source *****
1      0          -1 -12 13          imp:n,p=2 $ Inside (hide Am-Be)
2      2 -7.9      (-11 12 -2):(-12 13 1 -2):(-13 14 -2) imp:n,p=4 $ Cladding
3      3 -11.4     (-10 11 -3):(-14 15 -3):(-11 14 2 -3) imp:n,p=6 $ Pb
4      4 -2.7      (-9 10 -5):(-15 16 -5):(-10 15 3 -5) imp:n,p=8 $ Al
5      5 -1.293E-3 (-8 9 -6):(-16 17 4 -6):(-9 16 5 -6) imp:n,p=10 $ Air
6      6 -7.86     (-8 17 6 -7):(-17 18 -7)          imp:n,p=12 $ Tubing (Fe)
7      7 -1.14     -16 17 -4          imp:n,p=1 $ Nylon(T6)
c *****
c          Cells Bench New
c *****
c 8      5 -1.293E-3 -301          imp:n,p=1 $ Air
c 9      11 -7.86     301 -302 imp:n,p=1 $ A 42-B
c 10     5 -1.293E-3 -303          imp:n,p=1
c 11     11 -7.86     303 -304 imp:n,p=1
c 12     5 -1.293E-3 -305          imp:n,p=1
c 13     11 -7.86     305 -306 imp:n,p=1
14     5 -1.293E-3 -307          imp:n,p=1
15     11 -7.86     307 -308 imp:n,p=1
16     5 -1.293E-3 -309          imp:n,p=1
17     11 -7.86     309 -310 imp:n,p=1
18     5 -1.293E-3 -311          imp:n,p=1
19     11 -7.86     311 -312 imp:n,p=1
c 20     5 -1.293E-3 -313          imp:n,p=1
c 21     11 -7.86     313 -314 imp:n,p=1
22     5 -1.293E-3 -315          imp:n,p=1
23     11 -7.86     315 -316 imp:n,p=1
24     5 -1.293E-3 -317          imp:n,p=1
25     11 -7.86     317 -318 imp:n,p=1
26     5 -1.293E-3 -319          imp:n,p=1
27     11 -7.86     319 -320 imp:n,p=1
28     5 -1.293E-3 -321          imp:n,p=1
29     11 -7.86     321 -322 imp:n,p=1
30     5 -1.293E-3 -323          imp:n,p=1
31     11 -7.86     323 -324 imp:n,p=1
32     5 -1.293E-3 -325          imp:n,p=1
33     11 -7.86     325 -326 imp:n,p=1
34     5 -1.293E-3 -327          imp:n,p=1
35     11 -7.86     327 -328 imp:n,p=1
36     5 -1.293E-3 -329          imp:n,p=1
37     11 -7.86     329 -330 imp:n,p=1
38     5 -1.293E-3 -331          imp:n,p=1

```

ANEXOS

```

39      11 -7.86      331 -332 imp:n,p=1
40      5 -1.293E-3 -333      imp:n,p=1
41      11 -7.86      333 -334 imp:n,p=1
42      13 -7.95      -335 341 imp:n,p=1 $ Shell bar
43      13 -7.95      -336 342 imp:n,p=1
44      4 -2.7        338 -337 imp:n,p=1 $ CARCAZA (Motor-Source)
45      15 -8.96      339 -340 imp:n,p=1 $ DEVANADO
46      12 -7.93      -339      imp:n,p=1 $ EJE
47      5 -1.293E-3  339 340 -338 imp:n,p=1
48      5 -1.293E-3  -341      imp:n,p=1 $ Air gap bar
49      5 -1.293E-3  -342      imp:n,p=1 $ Air gap bar
50      12 -7.93      -343      imp:n,p=1 $ Endless screw
51      5 -1.293E-3  -344      imp:n,p=1
52      11 -7.86      344 -345 imp:n,p=1
53      5 -1.293E-3  -346      imp:n,p=1
54      11 -7.86      346 -347 imp:n,p=1
55      5 -1.293E-3  -348      imp:n,p=1
56      11 -7.86      348 -349 imp:n,p=1
57      5 -1.293E-3  -350      imp:n,p=1
58      11 -7.86      350 -351 imp:n,p=1
c ----- Marco amarillo -----
59      11 -7.86      -352 353 imp:n,p=1 $ A 42-B
c ----- Travesaño intermedio recto -----
60      5 -1.293E-3  -354      imp:n,p=1
61      11 -7.86      354 -355 imp:n,p=1
c ----- Travesaño intermedio inclinado -----
62      5 -1.293E-3  -356      imp:n,p=1
63      11 -7.86      356 -357 imp:n,p=1
c ----- Barras entre placas del pantógrafo --
64      13 -7.95 -462      imp:n,p=1
65      13 -7.95 -463      imp:n,p=1
66      13 -7.95 -464      imp:n,p=1
67      13 -7.95 -465      imp:n,p=1
68      13 -7.95 -466      imp:n,p=1
69      13 -7.95 -467      imp:n,p=1
70      13 -7.95 -468      imp:n,p=1
71      13 -7.95 -469      imp:n,p=1
72      13 -7.95 -470      imp:n,p=1
73      13 -7.95 -471      imp:n,p=1
74      13 -7.95 -472      imp:n,p=1
75      13 -7.95 -473      imp:n,p=1
76      13 -7.95 -474      imp:n,p=1
77      13 -7.95 -475      imp:n,p=1
78      13 -7.95 -476      imp:n,p=1
79      13 -7.95 -477      imp:n,p=1
80      13 -7.95 -478      imp:n,p=1
81      13 -7.95 -479      imp:n,p=1
82      13 -7.95 -480      imp:n,p=1
83      13 -7.95 -481      imp:n,p=1
84      13 -7.95 -482      imp:n,p=1
85      13 -7.95 -483      imp:n,p=1
86      13 -7.95 -484      imp:n,p=1
87      13 -7.95 -485      imp:n,p=1
88      13 -7.95 -486      imp:n,p=1
89      13 -7.95 -487      imp:n,p=1
90      13 -7.95 -488      imp:n,p=1
91      13 -7.95 -489      imp:n,p=1
92      13 -7.95 -490      imp:n,p=1
93      13 -7.95 -491      imp:n,p=1
c ----- Placas -----
94      12 -7.93 -450 imp:n,p=10 $ AISI-304
95      13 -7.95 -451 imp:n,p=1 $ Acero Disco
96      13 -7.95 -452 imp:n,p=1 $ Acero Disco
97      13 -7.95 -453 imp:n,p=1 $ Acero Disco
98      13 -7.95 -455 imp:n,p=1 $ Eje del cono nylon
99      7 -1.14 455 -456 imp:n,p=1 $ Cono de nylon
c ---- 297      12 -8 -457 imp:n,p=1 $ Redu Vel Cono
100     4 -2.7        459 -458 imp:n,p=1 $ Carcasa (Motor-Fuente)
101     15 -8.96      460 -461 imp:n,p=1 $ Devanado
102     12 -7.93      -460      imp:n,p=1 $ Eje
103     5 -1.293E-3  460 461 -459 imp:n,p=1
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
104     5 -1.293E-3  -492      imp:n,p=1
105     11 -7.86      492 -493 imp:n,p=1
c ----- Reductor centro -----
106     5 -1.293E-3  -494      imp:n,p=1

```



```

107 11 -7.86 494 -495 imp:n,p=1
c ----- Reductor junto al cono -----
108 5 -1.293E-3 -496 imp:n,p=1
109 11 -7.86 496 -497 imp:n,p=1
c
c *****
c Techo, piso y muros de la sala
c *****
110 8 -2.0 108 -105 117 -111 400 -119 imp:n,p=1 $ Techo
111 10 -0.95 108 -105 117 -111 120 -400 imp:n,p=1 $ Polyboro
112 9 -2.35 108 -105 111 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro atras
113 9 -2.35 108 -105 118 -117 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro delante
114 9 -2.35 109 -108 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro derecha
115 9 -2.35 105 -106 118 -110 125 -119 imp:n,p=1 $ Muro izquierda
116 9 -2.35 108 -105 117 -111 125 -124 imp:n,p=1 $ Piso
c
c *****
c Muros formados por los bloques
c *****
117 9 -2.35 102 -105 113 -112 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques cerca Q
118 9 -2.35 107 -101 115 -114 124 -123 imp:n,p=1 $ Bloques chaparro
119 9 -2.35 108 -103 116 -115 124 -122 imp:n,p=1 $ Bloques lejos Q
c
c *****
c Aire en la sala: dentro de la zona de irradiacion
c *****
120 5 -1.293E-3 (108 -105 112 -111 121 -120):&
(100 -121 124 108 -105 112 -111) imp:n,p=1
c
c *****
c Aire en la sala: fuera de la zona de irradiacion
c *****
121 5 -1.293E-3 (108 -105 117 -112 124 -120)&
#117#118#119 imp:n,p=1 $ Celdas excluidas
c
c *****
c Santorium
c *****
122 5 -1.293E-3 (-121 126 -100 -127)#24#25#26#27#28#29 imp:n,p=5
c
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
c
123 5 -1.293E-3 (-121 126 -100 127)#1#2#3#4#5#6#7#200#201#202#204#206#208& $ 203
#42#43#48#49#50#59#64#65#66#67#68#209#211#212#213#130#236#235#234&
#69#70#71#72#73#74#75#76#77#78#79#80#81&
#82#83#84#85#86#87#88#89#90#91#92#93#94#95#96&
#97#98#99#100#101#102#103#104#105#106#107&
#108#109 imp:n,p=5
124 5 -1.293E-3 (-126 124 -100)#14#15#16#17#18#19#22#23&
#30#31#32#33#34#35#36#37#38#39#40#41#44&
#45#46#47#51#52#53#54#55#56#57#58#60#61&
#62#63 imp:n,p=5
c
c *****
c Aire fuera de la sala
c *****
125 5 -1.293E-3 (-300 119):(-300 -125):(-300 -119 125 -118):&
(-300 110 -119 125):(-300 106):(-300 -109):&
(-300 110 109 -106):(-300 -118 -106 109) imp:n,p=1
c
130 5 -1.293E-3 -130 imp:n,p=1 $ aire
c
234 17 -3.667 -234 imp:n,p=1 $ NaI Glass
235 18 -3.58 234 -235 imp:n,p=1 $ MgO
236 19 -2.6989 235 -236 imp:n,p=1 $ carcasa detector (Al)
c
c *****
c Mundo exterior
c *****
126 0 300 imp:n,p=0
c
c polyethylene cylinder *D90 d67 e12
c
c *****
200 16 -0.96 1 2 3 4 5 6 7 205 206 201 204 211 -200 imp:n,p=1 $ HDPE 203
c
c Lead cylinder D18 d9 H20
c
c *****

```

ANEXOS

```

201 3 -11.4 -201 202 208 236 imp:n,p=1 $ lead
c *****
c air cylinder D9 H20
c *****
202 16 -0.96 -202 236 imp:n,p=1 $ air cavity 236 5 -1.293E-3
c *****
c Polyethylene cylinder door D30 L10
c *****
c 203 16 -0.96 -203 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c Polyethylene cylinder door D20 L10
c *****
204 16 -0.96 -204 imp:n,p=1 $ polyethylene 203
c *****
c polyethylene cylinder *D90 d67 e12
c *****
206 16 -0.96 -206 1 2 3 4 5 6 7 imp:n,p=1 $ polyethylene cladding
c *****
c clap cylinder air *D3 h13.5
c *****
c 207 5 -1.293E-3 1 2 3 4 5 6 7 -207 imp:n,p=1 $ polyethylene cladding Am-Be
c *****
c polyethylene square bottom L70 L70 H20
c *****
208 16 -0.96 -208 imp:n,p=1 $ polyethylene 203
c *****
c polyethylene square door top L70 L70 H20
c *****
209 16 -0.96 1 2 3 4 5 6 7 204 210 211 212 207 206 -209 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c polyethylene cylinder door top D20 L10
c *****
210 16 -0.96 1 2 3 4 5 6 7 209 -210 imp:n,p=1 $ polyethylene 207
c *****
c polyethylene cylinder D10 L30
c *****
211 16 -0.96 -211 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c polyethylene cylinder D10 L30
c *****
212 16 -0.96 -212 imp:n,p=1 $ polyethylene
c *****
c polyethylene cylinder D10 L30
c *****
213 16 -0.96 211 -213 imp:n,p=1 $ polyethylene
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c * Surfaces *
c * Geomet Dimensiones $ Commentary *
c *****
c
c NaI
234 2 rcc -3.95 0 0 -8.15 0 0 3.81 $ NaI Glass
235 2 rcc -3.95 0 0 -8.45 0 0 4.10439 $ MgO
236 2 rcc -0.95 0 0 -11.55 0 0 4.18719 $ Aluminium
c
1 cz 0.74041 $ Radio del AmBe
2 cz 0.9525 $ Radio del Cladding
3 cz 1.0525 $ Radio del Plomo
4 cz 1.2000 $ Radio del Nylon
5 cz 1.25 $ Radio de la capsula de traslado de la fuente
6 cz 1.27 $ Radio interno del tubo de la fuente
7 cz 1.42 $ Radio externo del tubo de la fuente
8 pz 55.00 $ Techo del tubo de la fuente
9 pz 4.61587 $ Techo de la capsula de traslado de la fuente
10 pz 2.61587 $ Techo superior de Pb
11 pz 2.51587 $ Techo del cladding
12 pz 2.32156 $ Techo del AmBe
13 pz -2.32156 $ Piso del AmBe
14 pz -2.51587 $ Piso del Cladding
15 pz -2.61587 $ Piso del Plomo
16 pz -4.61587 $ Piso de la capsula de traslado de la fuente
17 pz -6.11587 $ Piso del Nylon
18 pz -11.11587 $ Piso del tubo de la fuente
c
c ***** Recinto Cilindrico Santorium *****

```

```

100      cz      300      $ Recinto virtual
101      px      80      $
102      px      200      $
103      px      315      $
105      px      450      $
106      px      500      $
107      px      -320     $
108      px      -450     $
109      px      -500     $
110      py      450      $
111      py      400      $
112      py      -400     $
113      py      -450     $
114      py      -555     $
115      py      -605     $
116      py      -655     $
117      py      -1200    $
118      py      -1250    $
119      pz      545      $ Superficie superior del techo
400      pz      500      $ Superficie con PolyBoro 1/18-Mzo/03
120      pz      495      $ Techo (Sup. inferior)
121      pz      300      $
122      pz      0.00001  $
123      pz      -25      $
124      pz      -305     $ Nivel del suelo
125      pz      -350     $ Colado de concreto
126      pz      -112     $ Superficie que divide en dos el santuarium
127      py      -200     $ Superficie que divide el santuarium
300      so      1800     $
c ***** NUEVA BANCADA *****
c
c ----- Elemento de sujeccion de la fuente -----
301      rpp     -3.5 3.5 2.02 16.02 25.5 32.5 $ Aire
302      rpp     -4 4 1.52 16.52 25 33 $ A-42B
c ----- Travesano (Fuente) -----
303      rpp     -36.5 36.5 17.02 24.02 25.5 32.5 $ Aire
304      rpp     -37 37 16.52 24.52 25 33 $ A-42B
c ----- Poste derecho (Fuente) -----
c 305      rpp     29.5 36.5 17.02 24.02 -111.5 24.5 $ Aire
c 306      rpp     29 37 16.52 24.52 -112 25 $ A-42B
c ----- Elemento derecho (largo) (Fuente) -----
307      rpp     29.5 36.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
308      rpp     29 37 -235.58 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
309      rpp     -28.5 28.5 -1.98 5.02 -119.5 -112.5 $ Aire
310      rpp     -29 29 -2.48 5.52 -120 -112 $ A-42B
c ----- Elemento izquierdo (largo) (Fuente) -----
311      rpp     -36.5 -29.5 -235.08 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
312      rpp     -37 -29 -235.58 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Fuente) -----
c 313      rpp     -36.5 -29.5 17.02 24.02 -111.5 24.5 $ Aire
c 314      rpp     -37 -29 16.52 24.52 -112 25 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Far from Fuente) -----
315      rpp     -28.5 28.5 -196.08 -189.08 -119.5 -112.5 $Aire
316      rpp     -29 29 -196.58 -188.52 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
317      rpp     -36.5 36.5 -215.08 -208.08 25.5 32.5 $ Aire
318      rpp     -37 37 -215.58 -207.58 25 33 $ A-42B
c ----- Poste derecho (Far from Fuente) -----
319      rpp     29.5 36.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5 $ Aire
320      rpp     29 37 -215.58 -207.58 -112 25 $ A-42B
c ----- Poste izquierdo (Far from Fuente) -----
321      rpp     -36.5 -29.5 -215.08 -208.08 -111.5 24.5 $ Aire
322      rpp     -37 -29 -215.58 -207.58 -112 25 $ A-42B
c ----- Pata derecho (Near Fuente) -----
323      rpp     29.5 36.5 -1.98 5.02 -304.5 -120.5 $ Aire
324      rpp     29 37 -2.48 5.52 -305 -120 $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Near Fuente) -----
325      arb     -70.5 -1.98 -304.5 -36.5 -1.98 -120.5
          -70.5 5.02 -304.5 -36.5 5.02 -120.5
          -63.5 -1.98 -304.5 -29.5 -1.98 -120.5
          -63.5 5.02 -304.5 -29.5 5.02 -120.5
          5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
326      arb     -71 -2.48 -305 -37 -2.48 -120
          -71 5.52 -305 -37 5.52 -120
          -63 -2.48 -305 -29 -2.48 -120

```

ANEXOS

```

-63 5.52 -305 -29 5.52 -120
5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Pata derecho (Far from Fuente) -----
327 rpp 29.5 36.5 -196.08 -189.08 -304.5 -120.5 $ Aire
328 rpp 29 37 -196.58 -188.52 -305 -120 $ A-42B
c ----- Pata izquierdo (Far from Fuente) -----
329 arb -70.5 -196.08 -304.5 -36.5 -196.08 -120.5
-70.5 -189.08 -304.5 -36.5 -189.08 -120.5
-63.5 -196.08 -304.5 -29.5 -196.08 -120.5
-63.5 -189.08 -304.5 -29.5 -189.08 -120.5
5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ Aire
330 arb -71 -196.58 -305 -37 -196.58 -120
-71 -188.52 -305 -37 -188.52 -120
-63 -196.58 -305 -29 -196.58 -120
-63 -188.52 -305 -29 -188.52 -120
5678 3478 1342 1562 1357 2468 $ A-42B
c ----- Travesano inferior corto (Near from Fuente) -----
331 rpp -28.5 28.5 36.92 43.92 -119.5 -112.5 $ Aire
332 rpp -29 29 36.42 44.42 -120 -112 $ A-42B
c ----- Travesano (Far from Fuente) -----
333 rpp -28.5 28.5 -235.08 -228.08 -119.5 -112.5 $ Aire
334 rpp -29 29 -235.58 -227.58 -120 -112 $ A-42B
c ----- Barras del tornillo sin fin y motor -----
335 rcc 4.5 5.02 -106 0 -198 0 2 $ Barra Der
336 rcc -4.5 5.02 -106 0 -198 0 2 $ Barra Izq
337 rcc -3 30.5 -112 0 0 -21 5 $ Motor (Fuente)
338 rcc -3 30.5 -113 0 0 -19 3 $ Carcasa
339 rcc -3 30.5 -114.5 0 0 -17 0.7 $ Eje
340 rcc -3 30.5 -116 0 0 -10 2.5 $ Devanado Cu
341 rcc 4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6 $ Hueco Barra Der
342 rcc -4.5 5.02 -106 0 -198 0 1.6 $ Hueco Barra Izq
343 rcc 0 5.02 -106 0 -198 0 1.8 $ Tornillo sin fin
c ----- Travesaños inferiores -----
344 arb -46.04 -188.02 -209.5 -44.55 -188.02 -202.5
-46.04 -2.98 -209.5 -44.55 -2.98 -202.5
-52.04 -188.02 -209.5 -51.2 -188.02 -202.5
-52.04 -2.98 -209.5 -51.2 -2.98 -202.5
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
345 arb -45.54 -188.52 -210 -44.05 -188.52 -202
-45.54 -2.98 -210 -44.05 -2.98 -202
-52.54 -188.52 -210 -51.7 -188.52 -202
-52.54 -2.98 -210 -51.7 -2.98 -202
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c
346 arb 29.5 -188.02 -209.5 36.5 -188.02 -202.5 29.5 -2.98 $ Aire
-209.5 36.5 -2.98 -202.5 36.5 -188.02 -209.5 29.5 -188.02
-202.5 36.5 -2.98 -209.5 29.5 -2.98 -202.5 1357 2468 2457 7348
6813 6215
347 arb 29 -188.52 -210 37 -188.52 -202 29 -2.98 -210 37 -2.98 $ A-42B
-202 37 -188.52 -210 29 -188.52 -202 37 -2.98 -210 29 -2.98
-202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano inferior corto (Near from Source) -----
348 arb -44.8 -1.88 -209.5 28.5 -1.88 -202.5 -44.8 5.02 -209.5 $ Air
28.5 5.02 -202.5 28.5 -1.88 -209.5 -43.55 -1.88 -202.5 28.5
5.02 -209.5 -43.55 5.02 -202.5 1357 2468 2457 7348 6813 6215
349 arb -45.54 -2.38 -210 29 -2.38 -202 -45.54 5.52 -210 29 5.52 $ A-42
-202 29 -2.38 -210 -44.05 -2.38 -202 29 5.52 -210 -44.05 5.52
-202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Travesano bajo corto (Far from Fuente) -----
350 arb -44.45 -196.08 -209.5 28.45 -196.08 -202.5 -44.35 $ Aire
-189.08 -209.5 28.5 -189.08 -202.5 28.5 -196.08 -209.5 -43.2
-196.08 -202.5 28.5 -189.08 -209.5 -43.2 -189.08 -202.5 1357
2468 2457 7348 6813 6215
351 arb -45.035 -196.58 -210 29 -196.58 -202 -45.035 -188.58 $ A-42B
-210 29 -188.58 -202 29 -196.58 -210 -43.6 -196.58 -202 29
-188.58 -210 -43.6 -188.58 -202 1357 2468 2457 7348 6813 6215
c ----- Marco amarillo -----
352 rpp -35 35 -194.48 3.52 -112 -108
353 rpp -31 31 -190.48 -0.48 -112 -108
c ----- Travesaño intermedio recto -----
354 rpp 29.5 36.5 -99.03 -91.03 -201.5 -120.5 $ Aire
355 rpp 29 37 -99.53 -91.53 -202 -120 $ A-42B
c ----- Travesaño intermedio inclinado -----
356 arb -44.65 -99.03 -201.5 -29.5 -99.03 -120.5
-44.65 -91.03 -201.5 -29.5 -91.03 -120.5
-51.23 -99.03 -201.5 -36.5 -99.03 -120.5

```

```

-51.23 -91.03 -201.5 -36.5 -91.03 -120.5
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ Aire
357 arb -44.15 -99.53 -202 -29 -99.53 -120
-44.15 -91.53 -202 -29 -91.53 -120
-51.73 -99.53 -202 -37 -99.53 -120
-51.73 -91.53 -202 -37 -91.53 -120
1357 2468 6857 8473 4213 6215 $ A-42B
c ----- Seccion de las placas bajo la posicion del detector
450 1 rpp -15 15 -80 -50 -13 -12 $ Base detector AISI-304
451 1 rcc 0 -65 -36.5 0 0 1 15.3 $ Acero Disco
452 1 rpp -35 35 -75 -55 -99.5 -98.5 $ Acero P inferior
453 1 rpp -17.5 17.5 -75 -55 -63.5 -62.5 $ Acero p intermedia
455 1 rcc 7 -67 -47.5 8 0 0 0.5 $ Eje cono nylon
456 1 trc 7 -67 -47.5 8 0 0 5.5 2.5 $ Cono Nylon
457 rpp -5 5 -75 -65 -65 -55 $ Redu Vel Cono
458 1 rcc -30 -65 -88.5 0 0 21 5 $ MOTOR (PLACAS)
459 1 rcc -30 -65 -87.5 0 0 19 3 $ CARCAZA
460 1 rcc -30 -65 -86 0 0 17 0.7 $ EJE
461 1 rcc -30 -65 -84.5 0 0 10 2.5 $ DEVANADO Cu
462 1 rcc -12.5 -65 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
463 1 rcc 8.9 -73.9 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
464 1 rcc 8.9 -56.1 -35.5 0 0 22.5 2.5 $ Barra entre Base detector y disco
465 1 rcc -10 -65 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
466 1 rcc 4.35 -57 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
467 1 rcc 4.35 -73 -62.5 0 0 26 2 $ Barra entre disco y placa intermedia
468 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
469 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
470 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
471 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -72.5 -63.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
472 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
473 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
474 1 rpp -17 -14 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
475 1 rpp 14 17 -74.5 -72.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
476 1 rpp -17 -14 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
477 1 rpp 14 17 -57.5 -55.5 -98.5 -89.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
478 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
479 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
480 1 rpp -17 17 -56.5 -55.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
481 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
482 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
483 1 rpp -17 17 -74.5 -73.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
484 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
485 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
486 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
487 1 rpp -17 -16 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
488 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -75.5 -72.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
489 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -80.16 -77.16 $ Union entre placa inferior e
intermedia
490 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -84.83 -81.83 $ Union entre placa inferior e
intermedia
491 1 rpp 16 17 -73.5 -56.5 -89.5 -86.5 $ Union entre placa inferior e
intermedia
c ----- Reductor cercano a la fuente -----
492 rpp -7 1 23.5 37.5 -110 -104 $ Aire
493 rpp -9 3 21.5 39.5 -112 -102 $ A-42B

```

ANEXOS

```

c ----- Reductor centro -----
494 1 rpp -34 -26 -72 -58 -96.5 -90.5 $ Aire
495 1 rpp -36 -24 -74 -56 -98.5 -88.5 $ A-42B
c ----- Reductor al lado del cono -----
496 1 rpp -3 3 -69 -61 -50.5 -44.5 $ Aire
497 1 rpp -5 5 -71 -59 -52.5 -42.5 $ A-42B
c -----Polyethylene box h80 L70 L70-----
200 6 rpp -35 35 -35 55 -24 12
c -----lead cylinder D18 d9 L20-----
201 8 rcc 15 40 -44 20 0 0 9.1
c -----air cylinder D8.5 L20-----
202 8 rcc 15 40 -44 20 0 0 4.25
c -----Polyethylene cylinder door D36 L10-----
c 203 6 rcc 0 65 -6 0 10 0 20
c -----Polyethylene cylinder door D30 L10-----
204 rpp -20 20 58 73 -27.5 27.5
c -----air cylinder D30 H70-----
205 9 rcc 0 -10 0 0 70 0 16
c -----polyethylene surround-----
206 7 rcc 0 0 -2 0 0 20 3.5
c -----polyethylene surround AmBe cladding-----
207 7 rcc 0 0 -2 0 0 20 2
c -----polyethylene bottom -----
208 6 rpp -35 35 -35 55 -44 -24
c -----polyethylene top -----
209 6 rpp -35 35 -35 55 12 32
c -----polyethylene cylinder door top -----
210 6 rcc 0 -9 12 0 0 20 2
c -----polyethylene cylinder door top -----
211 10 rcc 0 10 -21 0 0 23 3
c -----polyethylene cylinder door top -----
212 10 rcc 0 10 2 0 0 10 5
c -----polyethylene cylinder door top -----
213 10 rcc 0 2 -23 0 20 0 5
c -----sample-----
130 sph 0 40 0 12
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c * Materials *
c * ----- *
c * Mat. ZAID Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.) *
c * # / | Comments *
c *****
m2 6000 -3.0e-4 $ Acero 304 L C
14000 -0.01 $ Si
15031 -4.5e-4 $ P-31
16032 -3.0e-4 $ S-32
24000 -0.19 $ Cr
25055 -0.02 $ Mn-55
26000 -0.67895 $ Fe
28000 -0.1 $ Ni
m3 82000 +1.00 $ Plomo Pb
m4 13027 +1.00 $ Aluminio Al-27
m5 1001 1.15335e-2 $ Aire (EG) H
6000 1.48811e-4 $ C
7014 7.70858e-1 $ N-14
8016 2.12867e-1 $ O-16
18000 4.59020e-3 $ Ar
2004 2.56656e-6 $ He-4
mt5 lwtr.01t $ S(a,b)
m6 1001 -0.111894 $ Agua H
8016 -0.888106 $ O
mt6 lwtr.01t $ S(a,b)
m7 1001 -0.097976 $ Nylon tipo 6 H
6000 -0.636856 $ (Seltzer-Berger) C
7014 -0.123779 $ N-14
8016 -0.141389 $ O-16
m8 8016 -0.4590 $ Techo O-16
11023 -0.0091 $ (Ladrillo) Na-23
13027 -0.1538 $ Al-27
14000 -0.2405 $ Si
20000 -0.0294 $ Ca
26000 -0.1082 $ Fe
m9 1001 -5.22e-3 $ Muros, piso H
6000 -5.77e-2 $ y bloques C
8016 -4.99e-1 $ O-16

```

	11023	-5.93e-4	\$	Na-23
	13027	-1.91e-2	\$	Al-27
	14000	-1.67e-1	\$	Si
	19000	-1.01e-2	\$	K
	20000	-2.24e-1	\$	Ca
	22000	-1.00e-3	\$	Ti
	24000	-8.67e-5	\$	Cr
	25055	-2.00e-3	\$	Mn-55
	26000	-1.01e-2	\$	Fe
mt9	lwtr.01t		\$ S(a,b)	
m10	1001	-0.1357	\$ Polyboro	H
	6000	-0.8143	\$	C
	5010	-0.00922	\$	B-10
	5011	-0.04078	\$	B-11
mt10	poly.01t		\$ S(a, b)	
m11	26000	-0.97658		
	6000	-0.0021	\$ ACERO A-42B = S-275 JR	
	25055	-0.015	\$ 7.86 gr/cm3	
	15031	-0.00035		
	16000	-0.00035		
	7014	-0.00012		
	29063	-0.00380435		
	29065	-0.00169565		
m12	26000	-0.68595	\$ ACERO INOXIDABLE AISI-304 (Base detector)	
	6000	-0.0008	\$ 7.93 gr/cm3	
	25055	-0.02		
	14000	-0.01		
	15031	-0.00045		
	16000	-0.0003		
	24000	-0.19		
	28058	-0.062961975		
	28060	-0.024265525		
	28061	-0.0010545		
	28062	-0.00336145		
	28064	-0.00085655		
m13	26000	-0.9856	\$ ACERO F111 (Disco, Placa intermedia y placa)	
	6000	-0.0025	\$ 7.95 gr/cm3	
	25055	-0.009	\$ ASTM A570 Grade 36 = F111	
	15031	-0.0004		
	16000	-0.0005		
	29063	-0.0013834		
	29065	-0.0006166		
m15	29000	-1	\$ Cu Rotor	
mt16	poly.10t			
m16	1001	-0.143716	& \$ Polyethylene 0.96	
	6000	-0.856284		
m17	11023	-0.153773	& \$ NaI	
	53127	-0.846227		
m18	8016	-0.396964	& \$ oxigeno	
	12000	-0.603036	\$ Magnesio	
m19	13027	-1.00	\$ Aluminio	
m21	1001	-0.111894	& \$ water	
	8016	-0.888106		
mt21	lwtr.01			
c	*****			
c *	Distribucion de la fuente de Am241 - Be			
c	*****			
c	La distribucion se obtuvo de ISO-8529, parte 3, 1998 (Gallego, E.			
c	et al. (2002) Informe de avance del proyecto de I+D sobre dosimetria			
c	neutronica en la UPM, CTN-04/02, (2002). Este espectro lo use como			
c	termino fuente y lo converti al BUNKI, el espectro resultante fue			
c	igual al producido por el espectro del AmBe de la IEAE (Tech. 318)			
c	Distribucion uniforme de la fuente a lo largo de la celda 1			
c				
SDEF	CEL 1 POS 0 0 0 ERG D1 RAD D2 EXT D3 AXS 0 0 1			
SI1 h	4.14E-07	1.10E-01	3.30E-01	5.40E-01 7.50E-01 9.70E-01
	1.18E+00	1.40E+00	1.61E+00	1.82E+00 2.04E+00 2.25E+00
	2.47E+00	2.68E+00	2.90E+00	3.11E+00 3.32E+00 3.54E+00
	3.75E+00	3.97E+00	4.18E+00	4.39E+00 4.61E+00 4.82E+00
	5.04E+00	5.25E+00	5.47E+00	5.68E+00 5.89E+00 6.11E+00
	6.32E+00	6.54E+00	6.75E+00	6.96E+00 7.18E+00 7.39E+00
	7.61E+00	7.82E+00	8.03E+00	8.25E+00 8.46E+00 8.68E+00
	8.89E+00	9.11E+00	9.32E+00	9.53E+00 9.75E+00 9.96E+00
	1.02E+01	1.04E+01	1.06E+01	1.08E+01 1.10E+01
SP1 D	0.0	1.44E-02	3.34E-02	3.13E-02 2.81E-02 2.50E-02
	2.14E-02	1.98E-02	1.75E-02	1.92E-02 2.23E-02 2.15E-02

ANEXOS

```

2.25E-02 2.28E-02 2.95E-02 3.56E-02 3.69E-02 3.46E-02
3.07E-02 3.00E-02 2.69E-02 2.86E-02 3.18E-02 3.07E-02
3.33E-02 3.04E-02 2.74E-02 2.33E-02 2.06E-02 1.82E-02
1.77E-02 2.04E-02 1.83E-02 1.63E-02 1.68E-02 1.68E-02
1.88E-02 1.84E-02 1.69E-02 1.44E-02 9.68E-03 6.52E-03
4.26E-03 3.67E-03 3.81E-03 5.06E-03 6.25E-03 5.52E-03
4.68E-03 3.70E-03 2.78E-03 1.51E-03 3.63E-04
SI2 0 0.74041
SI3 2.32156
c *****
c * Tallies *
c *****
c
c Energy bins are BUNKI's neutron fluxes
f5:n 0 24 0 1.0 $ 25
0 25 0 1.0 $ 26
0 26 0 1.0 $ 27
0 27 0 1.0 $ 28
0 28 0 1.0 $ 29
0 29 0 1.0 $ 30
0 30 0 1.0 $ 31 debe coincidir art 2
0 31 0 1.0 $ 32
0 32 0 1.0 $ 33
0 33 0 1.0 $ 34
0 34 0 1.0 $ 35
0 35 0 1.0 $ 36 debe coincidir art 2
0 36 0 1.0 $ 37
0 37 0 1.0 $ 38
0 38 0 1.0 $ 39
0 39 0 1.0 $ 40 centro detector segun planos alfredo
0 40 0 1.0 $ 41 debe coincidir art 2
0 41 0 1.0 $ 42
0 42 0 1.0 $ 43
0 43 0 1.0 $ 44
0 44 0 1.0 $ 45
0 45 0 1.0 $ 46 debe coincidir art 2
0 46 0 1.0 $ 47
0 47 0 1.0 $ 48
0 48 0 1.0 $ 49
0 49 0 1.0 $ 50
0 50 0 1.0 $ 51
0 51 0 1.0 $ 52
0 52 0 1.0 $ 53
0 53 0 1.0 $ 54
0 54 0 1.0 $ 55
0 55 0 1.0 $ 56
0 56 0 1.0 $ 57
0 57 0 1.0 $ 58
0 58 0 1.0 $ 59
e5 9.441E-10 1.059E-09 1.189E-09 1.334E-09 1.496E-09 1.679E-09 &
1.884E-09 2.113E-09 2.371E-09 2.661E-09 2.985E-09 3.350E-09 &
3.758E-09 4.217E-09 4.732E-09 5.309E-09 5.957E-09 6.683E-09 &
7.499E-09 8.414E-09 9.441E-09 1.059E-08 1.189E-08 1.334E-08 &
1.496E-08 1.679E-08 1.884E-08 2.113E-08 2.371E-08 2.661E-08 &
2.985E-08 3.350E-08 3.758E-08 4.217E-08 4.732E-08 5.309E-08 &
5.957E-08 6.683E-08 7.499E-08 8.414E-08 9.441E-08 1.059E-07 &
1.189E-07 1.334E-07 1.496E-07 1.679E-07 1.884E-07 2.113E-07 &
2.371E-07 2.661E-07 2.985E-07 3.350E-07 3.758E-07 4.217E-07 &
4.732E-07 5.309E-07 5.957E-07 6.683E-07 7.499E-07 8.414E-07 &
9.441E-07 1.059E-06 1.189E-06 1.334E-06 1.496E-06 1.679E-06 &
1.884E-06 2.113E-06 2.371E-06 2.661E-06 2.985E-06 3.350E-06 &
3.758E-06 4.217E-06 4.732E-06 5.309E-06 5.957E-06 6.683E-06 &
7.499E-06 8.414E-06 9.441E-06 1.059E-05 1.189E-05 1.334E-05 &
1.496E-05 1.679E-05 1.884E-05 2.113E-05 2.371E-05 2.661E-05 &
2.985E-05 3.350E-05 3.758E-05 4.217E-05 4.732E-05 5.309E-05 &
5.957E-05 6.683E-05 7.499E-05 8.414E-05 9.441E-05 1.059E-04 &
1.189E-04 1.334E-04 1.496E-04 1.679E-04 1.884E-04 2.113E-04 &
2.371E-04 2.661E-04 2.985E-04 3.350E-04 3.758E-04 4.217E-04 &
4.732E-04 5.309E-04 5.957E-04 6.683E-04 7.499E-04 8.414E-04 &
9.441E-04 1.059E-03 1.189E-03 1.334E-03 1.496E-03 1.679E-03 &
1.884E-03 2.113E-03 2.371E-03 2.661E-03 2.985E-03 3.350E-03 &
3.758E-03 4.217E-03 4.732E-03 5.309E-03 5.957E-03 6.683E-03 &
7.499E-03 8.414E-03 9.441E-03 1.059E-02 1.189E-02 1.334E-02 &
1.496E-02 1.679E-02 1.884E-02 2.113E-02 2.371E-02 2.661E-02 &
2.985E-02 3.350E-02 3.758E-02 4.217E-02 4.732E-02 5.309E-02 &
5.957E-02 6.683E-02 7.499E-02 8.414E-02 9.441E-02 1.059E-01 &

```



```

1.189E-01 1.334E-01 1.496E-01 1.679E-01 1.884E-01 2.113E-01 &
2.371E-01 2.661E-01 2.985E-01 3.350E-01 3.758E-01 4.217E-01 &
4.732E-01 5.309E-01 5.957E-01 6.683E-01 7.499E-01 8.414E-01 &
9.441E-01 1.059E+00 1.189E+00 1.334E+00 1.496E+00 1.679E+00 &
1.884E+00 2.113E+00 2.371E+00 2.661E+00 2.985E+00 3.350E+00 &
3.758E+00 4.217E+00 4.732E+00 5.309E+00 5.957E+00 6.683E+00 &
7.499E+00 8.414E+00 9.441E+00 1.059E+01 1.189E+01 1.334E+01 &
1.496E+01 1.679E+01 1.884E+01 2.113E+01 2.371E+01 2.661E+01 &
2.985E+01 3.350E+01 3.758E+01 4.217E+01 4.732E+01 5.309E+01 &
5.957E+01 6.683E+01 7.499E+01 8.414E+01 9.441E+01 1.059E+02

c
c *****
c *      Desplazamiento del soporte de apoyo del detector      *
c *      65 cm = posición original (centro de la placa_cel 94)  *
c *****
TR1 0 -55 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ desplazamiento en dirección Y
TR2 30.5 38 -4.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ detector
TR5 0 -50 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ agua
TR6 0 3 2.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ Polyethylene
TR7 0 0 16.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ shadow and air
TR8 0 -2 39.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ lead shielding detector
TR9 0 0 -3.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ Polyethylene
TR10 0 2.5 22.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ Polyethylene
c
mode n
nps 1e7
prdmp 0 1e6
print

```

FINAL

***6.1.6 Tablas de reacciones de algunos
elementos y secciones eficaces de
interés***

Tabla A-1. Principales reacciones de los elementos C, H, N y O con neutrones térmicos

Elemento	Abundancia isotópica	σ_a (barn)	Reacción	Vida media del elemento formado	Energía de la radiación emitida (MeV)
Carbono	$^{12}_6\text{C}$ - 98,9380 %	0,00353±0,00007	$^{12}_6\text{C}(n, \gamma) ^{13}_6\text{C}$	Estable	γ (4,439)
Hidrógeno	^1_1H - 99,98857 %	0,3326±0,0007	$^1_1\text{H}(n, \gamma) ^2_1\text{H}$	Estable	γ (2,223)
Nitrógeno	$^{14}_7\text{N}$ - 99,6362 %	0,0801±0,0006	$^{14}_7\text{N}(n, \gamma) ^{15}_7\text{N}$	Estable	γ (5,269; 5,298; 6,32; 10,830)
Oxígeno	$^{16}_8\text{O}$ - 99,7570 %	0,00019±0,000019	$^{16}_8\text{O}(n, \gamma) ^{17}_8\text{O}$	Estable	γ (6,13)

C12 (n,γ) or C13 production

Figura A-1. Sección eficaz de la reacción $^{12}\text{C}(n,\gamma)^{13}\text{C}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

H1 (n,γ) or H2 production

Figura A-2. Sección eficaz de la reacción ${}^1_1\text{H}(n,\gamma){}^2_1\text{H}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

N14 (n,γ) or N15 production

Figura A-3. Sección eficaz de la reacción $^{14}_7\text{N}(n,\gamma)^{15}_7\text{N}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]

O16 (n,γ) or O17 production

Figura A-4. Sección eficaz de la reacción $^{16}\text{O}(n,\gamma)^{17}\text{O}$, [Soppera, Bossant, and Dupont 2014]