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

Karen Arlet Guzmán García

05 TESIS DOCTORAL

INDUSTRIALES

TESIS DOCTORAL

CARACTERIZACIÓN TEÓRICO- EXPERIMENTAL DE NUEVOS SISTEMAS DE DETECCIÓN DE NEUTRONES PARA EL CONTROL DE MERCANCÍAS EN FRONTERAS Y PUNTOS CRÍTICOS

TESIS DOCTORAL
PARA LA OBTENCIÓN DEL
TÍTULO DE **DOCTOR**

JUNIO 2017

Karen Arlet Guzmán García

DIRECTORES DE LA TESIS DOCTORAL:

Eduardo Gallego Díaz

Héctor René Vega Carrillo

POLITÉCNICA

"Ingeniamos el futuro"

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES**

DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

CARACTERIZACIÓN TEÓRICO- EXPERIMENTAL DE NUEVOS SISTEMAS DE DETECCIÓN DE NEUTRONES PARA EL CONTROL DE MERCANCÍAS EN FRONTERAS Y PUNTOS CRÍTICOS

TESIS DOCTORAL

Karen Arlet Guzmán García

Ing. Electricista y Maestra en Ciencias Nucleares
por la Universidad Autónoma de Zacatecas, México

INDUSTRIALES
ETSII | UPM

2017

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

**ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES**

DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

CARACTERIZACIÓN TEÓRICO-EXPERIMENTAL DE NUEVOS SISTEMAS DE DETECCIÓN DE NEUTRONES PARA EL CONTROL DE MERCANCÍAS EN FRONTERAS Y PUNTOS CRÍTICOS

TESIS DOCTORAL

Karen Arlet Guzmán García

Ingeniera Electricista y Maestra en Ciencias Nucleares por la Universidad
Autónoma de Zacatecas, México

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

Dr. Héctor René Vega Carrillo

Profesor Investigador de la Universidad Autónoma de Zacatecas
Miembro del Sistema Nacional de Investigadores SNI-II/CONACyT
Doctor en Ciencias con especialidad en Ingeniería Nuclear por la Universidad
de Austin Texas

2017

**CARACTERIZACIÓN TEÓRICO-EXPERIMENTAL DE NUEVOS SISTEMAS
DE DETECCIÓN DE NEUTRONES PARA EL CONTROL DE MERCANCÍAS
EN FRONTERAS Y PUNTOS CRÍTICOS**

Tribunal nombrado por el Magnífico Y Excelentísimo Sr. Rector de la Universidad
Politécnica de Madrid, el día..... de.....de 2017.

Presidente: _____

Vocal: _____

Vocal: _____

Vocal: _____

Secretario: _____

Suplente: _____

Suplente: _____

Realizado el acto de defensa y lectura de la Tesis el día..... de..... de 2017 en la
Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.

CALIFICACIÓN:

EL PRESIDENTE

LOS VOLCALES

EL SECRETARIO

Dedicatoria

A **Ale**, porque eres lo primero en mi vida, porque sin tu apoyo nada hubiera sido igual, porque le diste color intenso a mi vida y porque soy muy feliz por tener a un hombre como tú a mi lado, eres único. De España tengo esta tesis y la dicha eterna de haberte conocido **Te Amo Alejandro J. Guerra Sánchez, Mi Ale.**

“A ese pequeño corazón que ya late con fuerza”

A mis padres **María de Lourdes** y **Adalberto**, por creer en mí, por darme felicidad y apoyo a lo largo de mi vida y todo lo necesario para ser quien soy, sus ejemplos, consejos y acciones me han dado más de lo que siempre he necesitado, gracias por no cortarme las alas y dejarme volar.

A mis hermanas **Gema**, **Edith** y **Lulú** por ayudarme en cada momento a emprender mis sueños, en especial a Gema que siempre jugó perfecto su papel de hermana mayor, gracias por ser mis amigas, mis compañeras de alegría y mis hombros en los momentos de tristeza, las quiero y soy tan afortunada por tener tres más con la misma sangre, porque es un lazo que jamás se rompe, las adoro, mis mejores amigas 2 y 2 pero siempre juntas de corazón.

*“El máximo obstáculo al que te enfrentarás eres tú mismo;
si crees que no puedes lograr algo,
nunca lo conseguirás”*

Pedro Martínez Ruiz

*“Comienza haciendo lo que es necesario,
después lo que es posible
y de repente estarás haciendo lo imposible”*

San Francisco de Asís (1182-1226)

*“El futuro tiene muchos nombres.
Para los débiles es lo inalcanzable.
Para los temerosos, lo desconocido.
Para los valientes es la oportunidad.”*

Víctor Hugo (1802-1885)

Agradecimientos

Tal vez estos sean uno de los agradecimientos más extensos escritos en una tesis doctoral en esta estimable escuela, aun así me parece breve para poder agradecer a cada una de las estupendas personas y profesionales que han formado parte de este largo camino y lo han hecho posible.

Agradecer es un acto humano instintivo al sentirnos apoyados de alguna manera por grandes personas cercanas y lejanas, y es habitual querer hacer referencia a quienes han tenido que ver en el éxito de nuestro camino. Siendo complicado que todos lo sepan en estos párrafos, cualquier omisión involuntaria ruego disculpas. Para empezar, quiero que sepan todos mis seres queridos que han dado a mi vida pequeños empujones ayudándome a comenzar, a seguir, a levantarme, a permanecer, a creer en mí, a simplemente ser yo, así que gracias a todos de corazón.

Continúo agradeciendo a todos aquellos que han contribuido a mi formación y que nunca serán olvidados, de cada uno he aprendido mucho y de cada uno me llevo cosas que me han formado, y aun cuando mi memoria olvide los textos enseñados, su presencia en mi vida siempre será recordada y agradecida de corazón. A mis profesores de la educación y de la vida, de principio a fin, gracias por su entrega y dedicación y por compartir lo más preciado, su tiempo y conocimientos, gracias por procurar hacer de sus alumnos unos seres mejores y más preparados para el mundo y la sociedad.

Mis sinceros agradecimientos;

Al Consejo Zacatecano de Ciencia, Tecnología e Innovación del Estado de Zacatecas, México (**COZCyT**) por otorgarme una de las primeras cinco becas del Estado de Zacatecas para realizar estudios de posgrado en el extranjero. A la **Lic. Gilda Campillo**, a la **Ing. Patricia Flores** y principalmente a la **Dra. Gema Mercado**, por su ejemplo de superación personal y disposición para ayudar a Zacatecanos como una servidora a emprender nuevos caminos para superarse académicamente, gracias por intentar hacer un Zacatecas mejor.

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología, México (**CONACyT**), por la beca otorgada para realizar los estudios de Doctorado – Convocatoria CONACyT-Gobierno del Estado de Zacatecas (**COZCyT**). A la Secretaria de Educación Pública México, Dirección General de Relaciones Internacionales (**SEP-DGRI**), por la beca complemento otorgada en mi primer año para los estudios de doctorado.

A la Universidad Politécnica de Madrid (**UPM**), ETSI Industriales, Departamento de Ingeniería Nuclear, ahora Energética, por permitirme realizar mis estudios de doctorado en este departamento. A todos los profesores del departamento de quien tuve la oportunidad de aprender.

A la Universidad Autónoma de Zacatecas (**UAZ-UAEN**), Unidad Académica de Estudios Nucleares, por haberme permitido hacer varias estancias de investigación, y por todo su apoyo, durante y después de realizar mis estudios de Maestría en Ciencias Nucleares, en particular a todos los que forman y formaron parte de la misma, gracias.

A mi estimado director de maestría y co-director de doctorado al **Dr. Héctor René Vega Carrillo**, porque gracias a usted hoy estoy aquí. Por su enorme apoyo en mis estudios de Maestría, en mi estancia en el CIEMAT y en mis estudios de doctorado. Gracias por estar siempre dispuesto a asesorarme y escucharme a pesar de la distancia, salvada gracias a los medios electrónicos; por darme aliento en todo momento para seguir, y permitirme ser su doctoranda. Pero sobre todo, gracias por su amistad incondicional y por todos los buenos momentos a su lado en largas charlas compartiendo su conocimiento, gracias "*Doc*" de todo corazón. Usted es un gran ejemplo a seguir para todos sus alumnos a quienes les regala esa chispa de motivación para progresar, la UAZ no sería lo mismo sin usted.

A mi director de doctorado, al **Dr. Eduardo Gallego Díaz** por aceptarme como su alumna, por su amabilidad y buen trato en todo momento, por el apoyo profesional y humano recibido a lo largo de mi formación y de investigación doctoral; por ayudarme a crecer con trabajos de investigación que me enriquecieron gracias a su confianza en mí y que me han aportado grandes alegrías y reconocimientos, gracias por darme el tiempo del que tal vez no disponía, gracias Eduardo.

A quien extraoficialmente ha sido parte de este trabajo, mi co-director **Alfredo Lorente Fillol**, de quien siempre he recibido apoyo, sobre todo para la realización de los ensayos de laboratorio; siempre fui bien recibida desde mi primera estancia de un mes en España con su sonrisa en el rostro y con toda la amabilidad que le caracteriza, gracias Alfredo.

Al **Dr. Juan Antonio González González, Juan Carlos Carmona** y **Ma. José Suarez** de la Escuela de Caminos, quienes siempre me apoyaron, sobre todo Juan Antonio por su interés a que las cosas se hicieran de la mejor manera, impulsándome continuamente a hacer las cosas mejor, tomándose su tiempo para corregirme o felicitarme, gracias Juan Antonio.

A **Roberto Méndez Villafañe**, por darme la oportunidad de aprender mucho en mi estancia pre-doctoral en el CIEMAT, con todo lo que respecta a los cálculos de Laboratorio de Patrones Neutrónicos, por creer en mí, quien me vio llegar por primera vez a mi aventura en este país y tal vez quien ha visto mi cambio desde entonces, gracias por su paciencia y comprensión en todo momento, gracias Roberto.

A **Slava** y **Luis**, y recién de vuelta **David** quienes de igual manera siempre han estado ahí, por su disposición de apoyo para conmigo, risas y momentos agradables de dos personas que siempre están alegres, gracias por todo de verdad desde ese mes de "única" estancia siempre fui bien recibida, hasta el día de hoy.

A **Michael Momayezi de BridgePort Instruments LLC**, por su soporte en todo con respecto a datos necesarios para este estudio, por su amabilidad y disposición a ayudarme a través de cada mail compartiendo su tiempo y simpatía, gracias.

A mis **compañeros de doctorado** que han hecho que este camino sea más agradable a lo largo de los días, por su amistad y por todos los cafés matutinos que me motivaron a seguir en charlas interminables de todos los temas existentes, a todos sin excepción agradezco que este camino fuera de lo más agradable y motivante, he aprendido mucho de ustedes y les tengo infinita admiración. Gracias por su amistad a todos de corazón, se hicieron parte de mi familia aunque Adrián, literal, es parte de mi familia, pero aparte de ser mi cuñado eres mi amigo. Sé que esta amistad continuará a lo largo del tiempo con todos y cada uno de ustedes. Gracias Emma por ser mi compañera de despacho y amiga desde ese primer café instantáneo, Ma. José por tu alegría y compañía gracias por tu amistad y cariño. Santi desde mi primer estancia por todo tu apoyo y amistad. No quisiera mencionarlos evitando alguna omisión, pero tampoco quiero dejar de poner su nombre haciendo esto más personal, gracias José, Alejandro (Alex), Pablo, Miguel, Lenin, Emilio (Joaquín), Rafa, Sami, Zuri, Kevin, Marta Zancada, Gonzalo, Aldo, Pablo D. y recientemente Juan Ma y Julio. Y al inicio del todo, a Alain Flores que fue un gran paisano al momento de mi llegada al departamento.

A todos mis **amigos de México**, de norte a sur, sobretodo Zacatecas porque son mayoría, todo sacrificio tiene una recompensa y sé que cada vez al volver estarán ahí, los amigos verdaderos perduran para siempre y yo sé que todos ustedes son parte de mi familia, es duro estar separados y lejos, pero al menos está nuestro cariño que se ve y se siente a través de kilómetros, sé que la vida, el tiempo y las circunstancias nos cambian y hacen que seamos personas tal vez un poco distintas, pero en esencia siempre seremos los mismos, esos mismos que con ilusión compartimos largos capítulos enteros de nuestras vidas, gracias por motivarme a estar aquí, por tanto cariño incondicional, de lejos veo su vida y sé que desde ese mismo punto están al pendiente de la mía, los quiero mucho familia elegida de corazón.

A mi **familia y amigos en España** que son parte de este proyecto y han estado desde que inicie esta aventura, gracias simplemente a todos por estar ahí.

A mi familia Mexicana **Guzmán y García**, completa, necesitaría muchas páginas para mencionar a cada uno (~220), les agradezco su cariño y el creer en mí siempre me han dado alientos a seguir. Sobretudo mis raíces del árbol, mis abuelos **Cecilio García Basurto y Margarita Martínez Isaís**, a **José Guzmán Varela y María Soledad Lara Varela**, porque de ahí vengo y nunca lo olvido, ni olvidare mi tierra colorada, con ellos los menciono a todos de principio a fin, los que siguen aquí y los que se nos han adelantado, gracias familia.

Sobretudo agradezco a **España** por todo lo que tengo de esta patria, desde el amor hasta esta tesis, me he enamorado de un país tan parecido y tan distinto al mío a la vez, gracias por acogerme, a todos los que forman parte de este país maravilloso, nunca dejaré de extrañar mi México lindo y querido, pero España puede llamarse mi hogar y el lugar que me ha dejado tanto y que soy tan feliz aquí, que viva España, la Madre patria.

Gina Idarraga Ospina mi Colombiana favorita, no me olvido que gracias a ti estoy aquí te quiero mucho, "*Siempre he creído que no importa cuántos disparos falle, acertaré en el siguiente*" Jonathan Swift.

Karen Arlet Guzmán García.

Madrid, España

Verano 2017

CARACTERIZACIÓN TEÓRICO-EXPERIMENTAL DE NUEVOS SISTEMAS DE DETECCIÓN DE NEUTRONES PARA EL CONTROL DE MERCANCÍAS EN FRONTERAS Y PUNTOS CRÍTICOS

Resumen

En la lucha contra el terrorismo nuclear, una de las principales líneas de defensa es el control de las mercancías y de personas que entran y salen de cada país por las aduanas y puntos fronterizos (terrestres, marítimos, aéreos). Para realizar dicho control suelen emplearse Monitores de Radiación tipo Pórtico, “*Radiation Portal Monitors*, RPM”. Estos dispositivos forman parte de la “*Second Line of Defense*, SLD”, segunda línea de defensa del programa de seguridad del Departamento de defensa de los EE.UU., que también se instalan en distintas partes del mundo. En España se han implementado sistemas para la detección de materiales radiactivos y nucleares en los puertos marítimos de Algeciras, Valencia y Barcelona mediante la iniciativa Megaports.

Los RPM son un conjunto de detectores que miden las emisiones gamma y de neutrones de las mercancías o de las personas cuando pasan, sin detenerse, por las aduanas. El uso de detectores de neutrones está justificado para permitir la detección de los llamados “*Special Nuclear Materials*” SNM; materiales nucleares especiales como por ejemplo el ^{239}Pu utilizado para construcción de armas de destrucción masiva. Los detectores de neutrones utilizados en los RPM son contadores proporcionales de gas de ^3He de gran superficie colocados dentro de una caja de polietileno de alta densidad, “*High Density Polyethylene*” HDPE, que actúa como moderador de neutrones, y que se caracterizan por su alta eficiencia de detección de neutrones.

A finales de la pasada década empieza la escasez mundial en el abastecimiento de ^3He y se comienza la búsqueda de nuevas tecnologías alternativas a dichos detectores. El objetivo principal de esta tesis doctoral es el estudio de nuevos detectores de neutrones de gran superficie, para suplementar o sustituir los actuales detectores de ^3He que se instalan en los RPM. Los detectores bajo estudio se basan en detectores de centelleo empleados en la detección de partículas α , de

ZnS(Ag), mezclado con ^{10}B de alto enriquecimiento, $^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$. Los neutrones reaccionan en el detector en una o varias capas sensibles de $^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$, específicamente con el ^{10}B , emitiendo una partícula α y un núcleo de ^7Li de retroceso, $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$, que son detectados por el ZnS(Ag).

Mediante métodos de Monte Carlo, con los códigos MCNP5, MCNPX y MCNP6, se han estimado las respuestas de diferentes geometrías de detectores para 29 fuentes monoenergéticas de neutrones con valores entre 10^{-9} a 20 MeV, así como para fuentes isotópicas de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf . Se evalúa su respuesta en cuentas por segundo por cada nanogramo de material sensible, cps/ng para una fuente de ^{252}Cf , a una distancia de más de 200 cm, calculando las reacciones que ocurren en el ^{10}B . En la tesis se han desarrollado diferentes modelos basados en distintas geometrías y condiciones de trabajo de los detectores.

En estos modelos se busca lograr una eficiencia mínima fijada por la norma ANSI N42.35 de modo que el RPM sea capaz de detectar el paso de una fuente de ^{252}Cf de 20.000 n/s a 200 cm; equivalente, según estudios realizados por el Pacific Northwest National Laboratory, a una eficiencia de detección mayor de 2,5 cps/ng ^{252}Cf a 200 cm según eficiencia actual de los detectores de ^3He . Con el código MCNP6 se evalúa el caso en el que distintos materiales SNM, (^{239}Pu , “*Highly Enriched Uranium*” HEU al 70% y 94%, ^{252}Cf) dentro un vehículo de transporte pasan en aduanas ante cuatro distintos RPM incorporando detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$. Con un conjunto de modelos y medidas presentados en esta tesis se verifica que los detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$ son una alternativa interesante y válida para remplazar los detectores de ^3He .

Palabras clave: detectores de neutrones, Monte Carlo, centelleadores, material nuclear especial, monitores de radiación tipo pórtico

THEORETICAL-EXPERIMENTAL CHARACTERIZATION OF NEW NEUTRON DETECTION SYSTEMS FOR CONTROL OF GOODS AT BORDERS AND CRITICAL POINTS

Abstract

In homeland security, one of the main lines of defense against nuclear terrorism is the control at borders of goods and persons entering and leaving customs (land, sea, air) by means of Radiation Portal Monitors, RPM. These devices are part of the "Second Line of Defense, SLD", of the program of the U.S. Department of Defense, which are installed in different parts of the World too. In Spain, through the initiative Megaports, they are implemented in the ports of Algeciras, Valencia and Barcelona.

RPMs were designed to detect traces of radiation emitted from an object passing through them with the purpose of intercepting illicit traffic of nuclear or radioactive materials. RPMs usually consist on a set of gamma-ray and neutron detectors. Neutron detectors are used for Special Nuclear Materials (SNM) detection, like ^{239}Pu , with large size ^3He proportional counters widely used, that are placed inside of a polyethylene box of high density, HDPE. ^3He detectors are characterized by having high efficiency for neutron detection.

However, since late the last decade, ^3He shortage worldwide has encouraged searching for alternative neutron detectors. The aim of this thesis is to study the features of alternative new neutron detectors of $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, that are based on a scintillator detector design to detect particles α , $\text{ZnS}(\text{Ag})$ mixed with highly enriched ^{10}B . Neutrons experiment a reaction with the ^{10}B of the detector, $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$, emitting an α particle and ^7Li , which are detected by the $\text{ZnS}(\text{Ag})$.

Using Monte Carlo methods, with MCNP5, MCNPX and MCNP6 codes, the responses of different detectors with variable geometries have been estimated for 29 monoenergetic neutron sources with values from 10^{-9} to 20MeV, also, for two isotopic neutron sources of $^{241}\text{AmBe}$ and ^{252}Cf . The response in counts per second per nanogram of sensitive material, cps/ng from a moderated neutron source of ^{252}Cf at a distance of more

than 200 cm, has been also calculated through the reactions that occur in the ^{10}B . Different models were developed based in distinct cases, indoors, outdoors, and different geometries.

These detectors are studied to achieve at least the efficiency established by the ANSI 42.35 Standard, so that be able to detect a neutron source of ^{252}Cf of 20.000 n/s passing through the detector at more than 200 cm distance, which requires an efficiency higher than 2,5 cps/ng ^{252}Cf at 200 cm, according to studies carried out in Pacific Northwest National Laboratory. With the MCNP6 code, the case of different SNM (^{239}Pu , "Highly Enriched Uranium" HEU at 70% and 94%, ^{252}Cf) is evaluated inside a customs transport vehicle passing in front of four different RPMs with $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ detectors. With a set of models and measurements we verified that these neutron detectors of $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ are an interesting and valid alternative to replace ^3He detectors installed in the RPMs at borders.

Key words: neutron detectors, Monte Carlo, scintillators, Special Nuclear Materials, Radiation Portal Monitors

Acrónimos

ANSI	American National Standard Institute
BPI	BridgePort Instruments LLC
BOMAB	Bottle Manikin Absrober
CBP	Custom and Broder Protection
$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	Fuente de Californio-252 de la UPM
$^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$	Fuente de Californio-252 del laboratorio PNNL
$^{252}\text{Cf}_{\text{BPI}}$	Fuente de Californio-252 de BPI
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
DHS	Departamento de Seguridad Nacional de los EEUU
DIE-UPM	Departamento de Ingeniería energética Universidad Politécnica de Madrid
DOD	Departamento de defensa de los EEUU de Norteamérica
DOE	Department of Energy
EEUU	Estados Unidos de Norteamérica
FLD	First line of defense
GE	General Electric
HDPE	High Density Polyethylene
HEU	Highly enriched Uranium - uranio altamente enriquecido
HV	Alto voltaje
IAEA	International Atomic Energy Agency
IND	Dispositivos improvisados nucleares
LD	Límite de detección
LIN	Laboratorio de Ingeniería Nuclear, ETSI de Caminos Canales y Puertos, UPM
LMN	Laboratorio de Medidas Neutrónicas UPM-ETSII
LPN	Laboratorio de Patrones Neutrónicos CIEMAT

MCNP	Monte Carlo Neutron-Particle código de cálculo
MR	Material Radiactivo
MRI	Imágenes de resonancia magnética
NNSA	National Nuclear Security Administration
NSD	Hand-held Neutron search detectors
NORM	Naturally Occurring Radioactive Materials
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
PMMA	Poli metil Metacrilato
PNNL	Pacific Northwest National Laboratory
PRD	Personal Radiation detectors -Detectores de radiación personal
PTM	Fotomultiplicador
PVT	Poli vinil Tolueno
P1, P2	Parámetros de discriminación de ancho de pulsos
RDD	Radiological dispersion device
RID	Hand-held Radionuclide Identification Devices - Dispositivos de inspección de mano para identificación de radioisótopos
RPM	Radiation Portal Monitor - Monitor de Radiación tipo Pórtico
RSICC	Radiation Safety Information Computational Center, dependiente del DOE u gestionado por el Laboratorio Nacional de Oak Ridge
RSP	Paneles sensores de radiación
SNM	Material Nuclear Especial
SLD	Second Line of Defense - Segunda línea de defensa
TLD	Third line of defense
TNP	Tratado de no proliferación nuclear
VISED	Visualizador de geometrías para MCNP
WMD	Armas de destrucción masiva
WGNM	Weapons-grade nuclear materials

WGPu	Weapons Grade Plutonium
WGU	Weapons-grade Uranium
ZnS(Ag)	Sulfuro de Zinc dopado con plata

Índice general

Resumen	i
Abstract	iii
Acrónimos	v
Índice general	viii
Índice de figuras.....	xii
Índice de Tablas.....	xvi
1 Introducción.....	1-1
1.1 Motivación.....	1-1
Problema científico	1-2
1.2 Objetivo general.....	1-4
1.3 Organización de la memoria	1-5
2 La detección de tráfico ilícito de materiales nucleares	2-8
2.1 Interacción de neutrones con la materia	2-8
2.1.1 Neutrones rápidos, epitérmicos y térmicos.....	2-8
2.1.2 Dispersión elástica	2-9
2.1.3 Dispersión inelástica	2-10
2.1.4 Reacciones nucleares.....	2-10
2.1.5 Sección eficaz.....	2-12
2.2 Moderación de neutrones	2-17
2.3 Retrodispersión de neutrones	2-19
2.4 Fuentes de neutrones.....	2-20
2.4.1 Radioisótopos vía reacción (α , n).....	2-20
2.4.2 Fuentes de fisión	2-21
2.4.3 Fondo por neutrones.....	2-25
2.5 Detección y medición de neutrones.....	2-27
2.5.1 Detección neutrónica	2-27

2.5.2	Detector de ^3He	2-30
2.6	Artefactos de destrucción masiva y seguridad nuclear	2-31
2.6.1	Materiales Nucleares Especiales, SNM.....	2-31
2.6.2	Artefactos de destrucción masiva.....	2-32
2.6.3	Trafico nuclear y radiactivo	2-34
2.6.4	Seguridad Nuclear ante terrorismo	2-38
2.6.5	“Ship Effect” y alarmas falsas.....	2-42
2.7	Detección de material radiactivo y nuclear en fronteras.....	2-44
2.7.1	Monitores de Radiación tipo Pórticos, RPM's	2-45
2.7.2	Problemática de la escasez de ^3He	2-51
2.7.3	Características para nuevos detectores de neutrones	2-54
2.8	Tecnologías alternativas al uso de ^3He	2-58
2.8.1	Contadores proporcionales de gas de $^{10}\text{BF}_3$	2-59
2.8.2	Contadores proporcionales de gas con boro en pared	2-60
2.8.3	Detectores de neutrones con fibra de vidrio recubierta de ^6Li	2-62
2.8.4	Detectores de Centelleo ZnS(Ag) con adición de ^6Li	2-64
2.9	Método Monte Carlo	2-68
2.9.1	Código MCNP	2-70
3	Materiales y Métodos	3-80
3.1	Detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$	3-80
3.1.1	Principio de funcionamiento $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$	3-80
3.1.2	Detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ en la UPM	3-82
3.2	Optimización de los parámetros iniciales	3-86
3.2.1	Proceso de ajuste	3-86
3.2.2	Proceso de calibración	3-94
3.3	Medidas a distintos ángulos con respecto al campo neutrónico...3-98	
3.4	Ensayos con medidas estáticas y dinámicas.....	3-100
3.4.1	Medidas estáticas LMN-ETSI Industriales	3-101
3.4.2	Medidas estáticas LIN- ETSI Caminos	3-103
3.4.3	Medidas dinámicas en el LIN-ETSI Caminos	3-106

3.4.4 Medidas en el exterior	3-108
3.4.5 Medidas estáticas LPN-CIEMAT	3-110
3.5 Modelos para análisis por métodos de Monte Carlo	3-111
3.5.1 Modelado y estudio del campo neutrónico del LIN (MCNP5)	3-111
3.5.2 Cálculo de la respuesta de los detectores N-15 y N-48 (MCNPX)	3-122
3.5.3 Estudio del efecto de distintos espesores de moderación HDPE (MCNPX) en el detector N-15.....	3-125
3.5.4 Modelos en condiciones similares de los ensayos físicos realizados para los detectores N-15 y N-48 (MCNPX).....	3-126
3.5.5 Estudio de la eficiencia del detector N-15 variando el espesor interno del PMMA (MCNPX)	3-132
3.5.6 Efecto del “room-return” en los detectores (MCNPX).....	3-133
3.5.7 Estudio de la eficiencia de detección con una fuente moderada de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ (MCNP6)	3-135
3.5.8 Sistema de detección de neutrones con tres N-15 (MCNP6)	3-137
3.5.9 Prototipo N-15plus en un RPM (MCNP6).....	3-138
3.5.10 Prototipo del detector N-48plus en un RPM (MCNP6)	3-140
3.5.11 Modelo completo de una situación similar a la de las aduanas (MCNP6)	3-141
4 Resultados y Discusión	4-148
4.1 Resultado de las medidas estáticas y dinámicas, comparativa de modelos MCNP	4-148
4.1.1 Resultados de las medidas estáticas en el LMN y LIN	4-148
4.1.2 Resultados de las medidas dinámicas en el interior del LIN	4-156
4.1.3 Resultados de las medidas estáticas y dinámicas en el exterior del LIN ...	4-159
4.1.4 Resultados de los modelos en la bancada del CIEMAT (LPN)	4-162
4.2 Resultados de los distintos modelos con MCNP	4-163
4.2.1 Respuesta de los detectores N-15 y N-48.....	4-164
4.2.2 Respuesta con distintos espesores de HDPE (N-15).....	4-166
4.2.3 Resultados del estudio de eficiencia del detector N-15 variando el espesor de PMMA interno	4-171
4.2.4 Resultados del estudio del efecto room-return sobre la eficiencia de los detectores.....	4-173

4.2.5 Resultados sobre eficiencia ante una fuente de neutrones moderada $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$	4-174
4.2.6 Respuesta del sistema de detección mejorado N-15 plus en un RPM.....	4-175
4.2.7 Respuesta del sistema de detección mejorado N-48plus en un RPM.....	4-177
4.2.8 Resultados del modelo realista de detección de SNM en aduanas.....	4-178
5 Conclusiones	5-182
Recomendaciones finales	5-190
Referencias	191
Anexos.....	210
Ficheros MCNP	219
Archivo de entrada 1: Cálculo de la respuesta N-15	219
Archivo de entrada 2: Estudio del campo neutrónico LIN	223
Archivo de entrada 3: Caso realista en aduanas ante SNM para evaluar cuatro RPMs	227

Índice de figuras

Figura 1. Esquema de un haz de neutrones incidiendo sobre una lámina fina	2-13
Figura 2. Espectro de fisión espontánea del ^{252}Cf	2-22
Figura 3. Sección eficaz (σ) barns, ^3He , ^{10}B y ^6Li	2-29
Figura 4. Factor de multiplicación efectivo de esferas de distintos radios con diferentes SNM (PUWG, HEU, ^{235}U , $\text{U}_{\text{natural}}$, ^{239}Pu)	2-34
Figura 5. RPM en zona aduanal para el control en paso de vehículos	2-35
Figura 6. RPM en el sector del metal sin detectores de neutrones.....	2-36
Figura 7. Inventario global de nuclear “warheads” 1945-2016.....	2-38
Figura 8. Las tres líneas de defensa del Departamento de Defensa de EE.UU.	2-41
Figura 9. Shipp effect, al paso de un vehículo por los RPM.....	2-43
Figura 10. Detectores de material Nuclear y radiactivo	2-45
Figura 11. Zonas de entrada/fronteras EE. UU	2-46
Figura 12. RSP, RPMs en aduana del puerto de Valencia, España.	2-48
Figura 13. RPM (LIN-UPM) de investigación con detectores PVT y ^3He (1) 2-48	
Figura 14. Concepto del operativo en caso de alarma	2-51
Figura 15. Reservas y demanda de ^3He de 1990-2010	2-53
Figura 16. Contadores proporcionales de gas BF_3	2-60
Figura 17. GE-Reuter Stokes Boron-10 lined y esquemas de arreglos de Boron-lined proporcionales.....	2-61
Figura 18. Prototipo “BCS-Based” detector para pórtico	2-62
Figura 19. Prototipo del prototipo GERS NCC (ABUNCL)	2-62
Figura 20. Centellador en fibras de vidrio de ^6Li y Ce^3	2-64
Figura 21. Detector NuSAFE estudiado por PNNL.....	2-64
Figura 22. Centellador en fibras de vidrio de ^6Li y Ce^3	2-65
Figura 23. Configuración interna de ^6Li ZnS(Ag)	2-66
Figura 24. Prototipo inicial a escala ^6Li +ZnS(Ag)	2-66
Figura 25. El detector Symmetrica, calibrado por el PNNL.....	2-67
Figura 26. BC-704 Saint-Gobain ^6Li /ZnS(Ag).....	2-68
Figura 27. Esquema de los ficheros del MCNP	2-75
Figura 28. Estructura de las fuentes fijas para el MCNP	2-77
Figura 29. Principio de funcionamiento detectores de ^{10}B +ZnS(Ag)	3-82
Figura 30. Detectores de la UPM-LMN de ^{10}B +ZnS(Ag)	3-83

Figura 31. Detectores N-27 y N-7	3-84
Figura 32. Esquema interno de los detectores cilíndricos y rectangulares de neutrones $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$	3-84
Figura 33. Detectores N-15 y N-48 desnudos y con los moderadores respectivos.....	3-85
Figura 34. Fuente de $^{241}\text{AmBe}$ (111GBq) en la cuba de agua y bancada de irradiación (LMN-UPM)	3-87
Figura 35. Contenedor “ <i>Howitzer</i> ” Nuclear Chicago en el que se aloja una fuente de $^{241}\text{AmBe}$ (74GBq).....	3-88
Figura 36. Laboratorio de Medidas Neutrónicas UPM (LMN)	3-89
Figura 37. Fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ de 10 μCi y cilindro de almacenaje.....	3-90
Figura 38. Detector N-15 ante tres campos distintos de neutrones	3-90
Figura 39. Parámetros iniciales del detector N-15A	3-91
Figura 40. Respuesta N-15A variando parámetros de HV y P1-P2.....	3-92
Figura 41. Espectro de los parámetros de los impulsos dados por DAQ (N-27)	3-94
Figura 42. Medidas sobre la bancada con fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ (N-15A).....	3-95
Figura 43. Medidas con el detector N-15A ante un campo de rayos gamma con la fuentes situadas justo encima del mismo.....	3-96
Figura 44. Datos de los tres HV seleccionados primer bloque de medidas	3-96
Figura 45. Datos de los tres HV seleccionados segundo bloque de medidas .	3-97
Figura 46. Esquema de arreglo geométrico a distintos ángulos de inclinación sobre la bancada LMN ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200 cm de distancia ...	3-99
Figura 47. Respuesta del detector N-15A ante fuentes de neutrones $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a distintos ángulos de inclinación sobre la bancada LMN.....	3-100
Figura 48. Medidas con $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ (N-15a a 200 cm) medida inicial en el LMN	3-102
Figura 49. Medidas con el detector N-48 a 200 cm de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	3-103
Figura 50. Sistema de detección de neutrones con dos detectores N-15A y N-15B medidas estáticas en el LIN a 220 cm respecto a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	3-104
Figura 51.- RPM, con N-48. Medidas estáticas en el LIN con el panel completo.....	3-105
Figura 52. Medidas dinámicas en el interior del LIN con los detectores N-15A y N-15B.....	3-107

Figura 53. Medidas dinámicas en el LIN para el detector N-48 dentro de un RPM.....	3-107
Figura 54. Medidas estáticas en el exterior, LIN-Caminos UPM.....	3-109
Figura 55. Medidas dinámicas en el exterior, LIN-Caminos UPM	3-109
Figura 56. Laboratorio de patrones neutrónicos LPN del CIEMAT, con fuentes de ^{252}Cf y $^{241}\text{Am/Be}$	3-110
Figura 57. Esquema de control de medidas del CIEMAT	3-110
Figura 58. Fuentes de ^{252}Cf en su almacenaje y el modelo MCNP5	3-112
Figura 59. Esquema en 2D del LIN	3-113
Figura 60. Modelo del LIN con el código MCNP5 vista VISED	3-113
Figura 61. Recorrido de las fuentes y puntos de cálculo con el MCNP ..	3-114
Figura 62. Fluencia de neutrones por las fuentes de ^{252}Cf dentro del almacén	3-115
Figura 63. Fluencia de neutrones (^{252}Cf) con las fuentes almacenadas en el LIN	3-116
Figura 64. $H^*(10)$ por neutrones debido a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ almacenadas.....	3-116
Figura 65. Fluencia de neutrones por ^{252}Cf con HDPE fuera del almacén ..	3-117
Figura 66. $H^*(10)$ por neutrones ^{252}Cf en el soporte de HDPE pasillo A	3-118
Figura 67. Fluencia de neutrones por las ^{252}Cf fuera del almacén en LIN ...	3-118
Figura 68. Fluencia de neutrones en el LIN cuando las fuentes de ^{252}Cf pasan por el pasillo B.....	3-119
Figura 69. Fluencia de neutrones en el LIN (^{252}Cf) pasillo C posición 1.	3-120
Figura 70. Fluencia de neutrones en el LIN por las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en el pasillo C posición 2.....	3-121
Figura 71. Modelo del detector N-15 ante fuentes rectangulares.....	3-124
Figura 72. Diez distintos moderadores frontales HDPE (N-15)	3-126
Figura 73. Modelo del detector N-15 sobre la bancada LMN en siete distintas posiciones	3-127
Figura 74. Modelo del sistema de detección con los detectores N-15, comparativo con medidas estáticas en el exterior	3-128
Figura 75. Modelo del detector (N-15) en bancada LPN-CIEMAT	3-129
Figura 76. Modelo del detector (N-48) en bancada LMN	3-130
Figura 77. Modelo MCNPX (N-48 en RPM), $^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$ en LIN	3-131

Figura 78. Modelo del detector N-15 variando espesores de PMMA ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200cm en un recinto esférico con aire.....	3-132
Figura 79. Modelo del detector N-15 variando espesores internos de PMMA	3-133
Figura 80. Modelo (N-15 y N-48) variando la distancia respecto al suelo.....	3-135
Figura 81. Configuración modelos para los detectores N-15 ante fuentes $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200 cm.....	3-136
Figura 82. Modelo de un sistema de detección de neutrones con tres N-15..	3-137
Figura 83. Prototipo del esquema del modelo del detector N-15plus	3-138
Figura 84. Modelo RPM con tres detectores N-15 plus	3-139
Figura 85. Modelo de un RPM ante una fuente de neutrones $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200 cm	3-140
Figura 86. Modelo de un RPM (N-48) ante una fuente de neutrones $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200 cm.....	3-141
Figura 87. Dimensiones para el vehículo de transporte en aduana	3-142
Figura 88. Esquema de tres posiciones de paso del vehículo ante cada RPM	3-143
Figura 89. Esquema de la “chatarra” el SNM	3-145
Figura 90. Modelo de vehículo con chatarra y SNM en el interior con cuatro distintos RPM's, N-15, N-48, N15plus y N-48plus	3-145
Figura 91. Modelo de conductor transportando SNM en un vehículo, basado en medidas BOBMAB, para determinar la dosis equivalente.	3-146
Figura 92. Rapidez de conteo, medida y calculada, del detector N-15 sobre la bancada.	4-151
Figura 93. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón N-15	4-165
Figura 94. Respuesta a la fluencia de neutrones en función de la energía del neutrón incidente por cada neutrón emitido, detector N-15	4-165
Figura 95. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón N-15 Y N-48.....	4-166
Figura 96. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón del detector N-15 para 29 fuentes monoenergéticas con 10 moderadores distintos de HDPE 10-100 mm.....	4-167

Figura 97. Respuesta a la fluencia en función de la energía del neutrón del detector N-15 para 29 fuentes monoenergéticas con 10 moderadores distintos de HDPE 10-100 mm.....	4-168
Figura 98. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón antes $^{241}\text{AmBe}$ para 10 distintos espesores de HDPE 10-100 mm.	4-169
Figura 99. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón ante ^{252}Cf para 10 distintos espesores de HDPE 10-100 mm.....	4-170
Figura 100. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón N-15 para dos fuentes de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf con 10 distintos espesores de HDPE 0-100 mm	4-170
Figura 101. Respuesta calculada en función de la energía del detector N-15 desnudo y moderado para un espesor mayor de PMMA de 0,800 cm comparada con el actual espesor de 0,635 cm	4-171
Figura 102. Respuesta calculada del detector N-15 en cps/ng- ^{252}Cf , variando el espesor de PMMA para el detector N-15 desnudo y moderado.....	4-172

Índice de Tablas

Tabla 1. Número de colisiones necesarias para aumentar la letargia de los neutrones de 2 MeV hasta una letargia correspondiente a neutrones de 1 eV	2-18
Tabla 2. Propiedades de algunas fuentes (α , n).....	2-21
Tabla 3. Características principales de radioisótopos que experimentan fisión espontánea	2-23
Tabla 4. Medidas realizadas de fondo por neutrones en distintos sitios y condiciones (Kouzes <i>et al.</i> , 2008a).	2-27
Tabla 5. Características de ^3He , ^{10}B y ^6Li utilizados en detectores de neutrones.....	2-28
Tabla 6. Campo específico de neutrones WGNM.....	2-33
Tabla 7. Tipos de alarma	2-42
Tabla 8. Utilización de ^3He en los sistemas RPM.....	2-54
Tabla 9. Demanda proyectada para aplicaciones de seguridad solo 2009-2014	2-54
Tabla 10. Resumen del desempeño de las tecnologías de detección de neutrones.....	2-59
Tabla 11. Comparación de sistemas de detección de neutrones (comerciales)	2-59
Tabla 12. Propiedades del ZnS(Ag)	2-65
Tabla 13. Propiedades del ZnS(Ag)	2-67
Tabla 14. Estructura de archivo de entrada MCNP general	2-74
Tabla 15. Superficies más utilizadas en MCNP	2-76
Tabla 16. Estructura de “material command” de MCNP	2-76
Tabla 17. Función probabilística de fuentes especiales	2-78
Tabla 18. Tipos de contabilizadores “tally” MCNP.....	2-78
Tabla 19. Detectores $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ existentes en la UPM.....	3-85
Tabla 20. Medidas del N-15A con distintos parámetros de HV y P1-P2 ...	3-92
Tabla 21. Resultados de Límite de detección.....	3-98
Tabla 22. Resultados obtenidos con los detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$: Fondo, eficiencia total y LD calculado.....	3-98
Tabla 23. Medidas N-15A distintos ángulos en cps y cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	3-100
Tabla 24. Composición y densidad de los materiales según se han empleado en el modelo.....	3-123

Tabla 25. Composición y densidad de los materiales en el modelo.....	3-131
Tabla 26. Composición y densidad de los materiales en el modelo.....	3-134
Tabla 27. “Chatarra” diferentes materiales dentro del contenedor del vehículo.....	3-143
Tabla 28. Modelos para el caso realista en tres posiciones para distintos SNM evaluando el desempeño de 4 detectores distintos.....	3-144
Tabla 29. BOMAB dimensiones	3-146
Tabla 30. Medidas en LMN-UPM N-15A.....	4-149
Tabla 31. Medidas en LMN-UPM N-15B.....	4-149
Tabla 32. Medidas y MCNPX (N-15) en la bancada LMN	4-150
Tabla 33. Medidas y MCNPX corregidas por el factor de eficiencia del ZnS(Ag).....	4-150
Tabla 34. Medidas realizadas LMN para calibración	4-152
Tabla 35. Resultados de las medidas estáticas en el interior del LIN con los detectores de neutrones N-15A y N-15B.....	4-153
Tabla 36. Resultados de las medidas estáticas en el interior del LIN con los detectores de neutrones N-15A y N-15B comparativa con modelos MCNPX 4-154	
Tabla 37. Medidas en cps/ng ^{252}Cf y $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$	4-155
Tabla 38. Resultados de medidas estáticas en el interior para el detector N-48 instalado en el RPM del LIN	4-156
Tabla 39. Resultados de medidas dinámicas de los detectores N-15 en el interior del LIN	4-157
Tabla 40. Resultados de medidas dinámicas en el interior del LIN con detectores N-48 instalados en un RPM.....	4-158
Tabla 41. Resultados medidas estáticas en el exterior con detectores N-15. 4-159	
Tabla 42. Resultados medidas estáticas en el exterior y modelo MCNP. 4-160	
Tabla 43. Resultados de medidas dinámicas en el exterior del LIN con los detectores N-15	4-161
Tabla 44. Reacciones calculadas con el código MCNPX para el detector N-15 con fuentes de neutrones de ^{252}Cf y $^{241}\text{AmBe}$ para los laboratorios LMN-UPM y LPN-CIEMAT.....	4-162
Tabla 45. Distintas medidas modelo N-15 en el LPN-CIEMAT	4-163
Tabla 46. Cuentas por segundo calculadas por ng ^{252}Cf . Porcentaje de diferencia con respecto al actual detector de 0,635 cm PMMA.....	4-173

Tabla 47. Eficiencia de los detectores en cps/ng de ^{252}Cf con respecto a su posición sobre el suelo en el exterior, a 200 cm de distancia de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	4-174
Tabla 48. Eficiencia de los detectores N-15 y N-48 en cuentas por segundo por cada nanogramo de ^{252}Cf a 200 cm para una fuente moderada $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$	4-175
Tabla 49. Respuesta de tres detectores N-15 plus en un RPM ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200cm de distancia	4-176
Tabla 50. Respuesta de los detectores N-15 estándar en un RPM ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200cm de distancia.....	4-176
Tabla 51. Respuesta de los detectores de neutrones N-48 plus en un RPM ante fuentes de ^{252}Cf a 200cm	4-177
Tabla 52. Capacidad de detección de los RPM en un punto aduanal ante SNM.....	4-179
Tabla 53. Capacidad de detección de los RPM con detectores N-15 y N-15 plus, para diferentes fuentes y SNM justo frente a cada detector.....	4-180
Tabla 54. Capacidad de detección de los RPM con detector N-48 y N48-plus, para diferentes fuentes y SNM justo frente a cada detector.....	4-180
Tabla 55. Dosis equivalente en cada uno de los casos para el conductor	4-180
Tabla 56. Dosis equivalente en cada uno de los casos para el conductor, material blindado.....	4-181
Tabla 57. Características del ^{252}Cf	218

Capítulo 1

Introducción

1 Introducción

1.1 Motivación

Para hacer frente al tráfico ilícito de material nuclear y radiactivo, así como para detectar la presencia inadvertida de fuentes “huérfanas” durante el transporte de materiales entre países, se usan sistemas de seguridad y se aplican protocolos de verificación en las aduanas fronterizas (Kouzes *et al.*, 2008a). Entre los sistemas seguridad están los detectores de rayos gamma y de neutrones, estos sistemas de detección en conjunto son los Monitores de radiación tipo pórtico (**“Radiation Portal Monitors”, RPMs**), conocidos como pórticos que son sistemas pasivos, que pertenecen a la segunda línea de defensa (**“Second Defense Line”, SDL**), impuesto por el Departamento de Seguridad Nacional, (**“Department of Homeland Security”, DHS**) de los Estados Unidos de Norte América, EE.UU. (Shea *et al.*, 2010). Instalados en diversas partes del mundo, en España se implementan en los puertos marítimos de Algeciras, Valencia y Barcelona mediante la iniciativa Megaports (CSN, 2010; Pascal *et al.*, 2010). En las aduanas, estos sistemas se colocan mediante varios pórticos en ambos extremos para el paso de un vehículo (Kouzes, 2009). Cada RPM o panel se compone comúnmente de uno o varios detectores centelladores de polivinilo de tolueno (PVT) o de NaI(Tl) para la detección de rayos gamma y detectores proporcionales de ^3He para la detección de neutrones, habitualmente dos tubos (Peerani *et al.*, 2012).

El uso de detectores para neutrones se justifica para permitir la detección de Materiales Nucleares Especiales (**“Special Nuclear Materials”, SNM**), como el ^{239}Pu grado nuclear (WGPu) y el uranio altamente enriquecido con ^{235}U (HEU) utilizados para la fabricación de armas nucleares de destrucción masiva (Peerani *et al.*, 2012; Kouzes, 2009). Estos detectores son de gran tamaño y gran sensibilidad a los neutrones con un reducido fondo, pero habitualmente tienen un coste elevado y su mantenimiento resulta también altamente costoso (Kouzes, 2008c). El WGPu contiene isótopos fisiles, y se detecta en los RPMs mediante la detección de los neutrones que se producen en la fisión espontánea del ^{240}Pu que se encuentra en hasta un 6% en el WGPu; y/o

mediante la detección de los rayos gamma de 0,414 MeV que produce el ^{239}Pu . Por su parte, el HEU no emite una cantidad importante de neutrones y los fotones que produce durante su desintegración son de baja energía y fáciles de blindar. Sin embargo, se detecta a través de los rayos gamma de 1,001 MeV producidos por el $^{234\text{m}}\text{Pa}$ producido en el decaimiento del ^{238}U y el fotón de 2,614 MeV que emite el ^{208}Tl que se produce durante la desintegración del ^{232}U (Jehouani *et al.*, 1992).

El tráfico de SNM es un problema que nos concierne a todos, ya que si un caso de terrorismo nuclear ocurriese en cualquier lugar del mundo provocaría graves consecuencias económicas y humanitarias, y muy poca parte del mundo quedaría exenta de sufrir sus ulteriores consecuencias. Por ello, una de las líneas de defensa principales en aduanas es la detección del tráfico ilícito de material nuclear y radiactivo. Desde el final de la guerra fría, se implementaron medidas de seguridad ante posibles ataques terroristas radiológicos y nucleares, principalmente en los EE.UU. (Spence, 2011). Pero no fue hasta el 11 de Septiembre de 2001, que el gobierno de EE.UU. comenzó a aplicar una serie de líneas de defensa ante nuevos ataques terroristas. Entre esas líneas de defensa están los RPMs, el uso de estos pórticos ha aumentado notablemente desde entonces en todas las fronteras con México y Canadá, así como en todos los puntos aduanales marítimos y aéreos del país (Henzlova *et al.*, 2015).

No sólo en EE.UU. sino también en diversas partes del mundo se ha incrementado notablemente la instalación de estos pórticos, debido a que el gobierno de los EE.UU. ha motivado a otros países a implementar programas de instalación de estos equipos en sus fronteras. Buscando de esta manera tener un control más eficaz del tráfico de mercancías en las que pudieran camuflarse materiales SNM (Fehlau, 1986). Con ello, la demanda de ^3He para la fabricación de estos equipos se ha incrementado notablemente (Kouzes *et al.*, 2009).

Problema científico

El ^3He presenta apenas un 0,000137% (1,37 partes por millón) de abundancia natural en la tierra. Debido a que es un isótopo ligero se escapa de la atmosfera, por lo que es un isótopo raro en la tierra pero

abundante en el universo. Se produce a partir de la desintegración radiactiva del tritio, que a su vez se produce por bombardeo con neutrones de blancos de litio, boro o nitrógeno, recogándose a partir del desmantelamiento del arsenal nuclear. Tiene una serie de características que lo hacen muy demandado, siendo un gas no tóxico, absorbente de neutrones con una alta sección eficaz (Kouzes, 2009). En la industria es muy utilizado en el sector petrolero para la inspección de pozos petroleros, “*well logging*”, donde el uso de detectores de neutrones en el registro es importante ya que permite indicar propiedades tales como la porosidad de la roca y la presencia de hidrocarburos. Otra característica que hace que se incremente su demanda es debido a que recientemente se utiliza por su habilidad de polarizar su núcleo para obtener imágenes de resonancia magnética (MRI), lo que por ejemplo permite visualizar en tiempo real la capacidad pulmonar de un paciente (Simpson *et al.*, 2011).

En definitiva, el ^3He es un elemento importante en la detección de neutrones y debido a la necesidad de contar con un mayor número de detectores de neutrones, la demanda de ^3He ha aumentado significativamente (Pedicini, 2013). Ello ha provocado desde finales de la pasada década un problema de abastecimiento, propiciando un aumento considerable de su precio y limitando la fabricación de los RPMs. Por tanto, surge la necesidad de encontrar alternativas para la detección de neutrones y así poder hacer frente al tráfico ilícito de SNM (Kouzes, 2009).

Entendiendo la importancia de tener un control de todos los materiales entrantes a cada país en todas las partes del mundo, es conveniente encontrar sistemas alternativos a los detectores de ^3He , que permitan reducir su coste y de fácil adquisición, sin perder capacidad de detección. Estas alternativas deberán contar con características equiparables a los sistemas de detección de neutrones de ^3He instalados en todos los pódicos actualmente, tanto para ser considerados un reemplazo físico como para nueva alternativa de reemplazo en nuevos RPMs (Kouzes *et al.*, 2010b).

1.2 Objetivo general

El objetivo de la tesis es determinar la función respuesta y caracterizar el funcionamiento de distintas geometrías de detectores de neutrones de centelleo, con una mezcla de Boro altamente enriquecido en ^{10}B : $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ así como tratar de encontrar el que sea equiparable a los detectores de neutrones operativos de ^3He . La alternativa ideal de reemplazo deberá reunir una serie de características: ser de fácil disponibilidad y con el tamaño apropiado, es decir dentro de los espacios actualmente utilizados; que sea robusto, fiable y preciso; que no responda en presencia de los rayos gamma; que sea seguro y tenga bajo costo.

Se ha optado por los detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ ya que estudios previos demuestran su viabilidad, debido a su capacidad de detección y a que su coste es inferior a los actuales de ^3He . Por otra parte, son detectores que pueden construirse con una gran superficie de detección y en distintas geometrías. Sin embargo, se debe comprobar su eficiencia y su sensibilidad; es decir, que detecte los neutrones de baja intensidad incluso en presencia de campos intensos de emisión gamma. El diseño correcto de estos detectores requiere encontrar la relación óptima de dimensiones del detector y espesores de material moderador.

El objetivo principal, como se ha dicho, es conocer la función respuesta de los detectores en rangos de energías de neutrones desde 10^{-9} a 20 MeV y verificar su capacidad de detección en cuentas por segundo de material sensible, cps/ng de ^{252}Cf a más de 200 cm de distancia, comparando los resultados con alternativas en estudio y con los detectores habituales de ^3He . Un objetivo complementario es construir y probar un RPM con estos detectores.

Para conseguir esos objetivos la tesis tendrá una fase de cálculos mediante Métodos Monte Carlo con los códigos MCNP5 (mesh) (Briesmeister, 2000), MCNPX (Pelowitz, 2011) y MCNP6 (Pelowitz *et al.*, 2014), construyendo modelos tridimensionales detallados de los detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$. Se complementará con una fase de ensayos en laboratorios, y también en el exterior, en condiciones similares a la situación real de instalación en aduanas.

1.3 Organización de la memoria

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

Capítulo 1, este capítulo está constituido por la introducción general de la tesis, detallando la motivación principal con antecedentes detallados de manera general. El problema científico y el objetivo principal de estudio, además del organigrama estructural de la tesis.

Capítulo 2, en este capítulo se introducen los principios físicos y los conceptos para el estudio de los detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$. A modo de recopilación en lo que respecta a la detección de tráfico ilícito de materiales nucleares y principios básicos de interés para tomar en cuenta en el estudio de los detectores.

Capítulo 3, en este capítulo se aborda el estudio de los detectores, comenzando por explicar la geometría de cada uno de los detectores existentes en la UPM, el proceso de ajuste y calibración para optimizar los parámetros de alto voltaje y de discriminación de ancho de pulsos. Se expone como ejemplo el ajuste y calibración del detector N-15.

También se describen los ensayos físicos realizados en distintos laboratorios, para los detectores N-15 y N-48 y en el exterior para el detector N-15, buscando aproximarse a las condiciones en puntos aduanales.

Además, se expone detalladamente cada uno de los modelos realizados con métodos Monte Carlo para distintos casos:

- Modelos con el código MCNP5 para el estudio del campo neutrónico de la sala de medidas del Laboratorio de Ingeniería Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Caminos Canales y Puertos (LIN), ante la presencia de las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ para realizar los ensayos estáticos y dinámicos.
- Modelos con el código MCNPX para determinar la respuesta de los detectores N-15 y N-48, ante 29 distintas fuentes monoenergéticas de neutrones de entre 10^{-9} a 20 MeV en dos

condiciones; desnudos y con moderador de polietileno de alta densidad, *High Density Polyethylene*, HDPE.

- Modelos con el código MCNPX para realizar el análisis de eficiencia de detección con distintos espesores HDPE para el detector N-15 y de esta manera determinar el espesor óptimo de HDPE para que el detector proporcione una eficiencia mayor, para fuentes monoenergéticas de neutrones y para dos fuentes isotópicas de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf .
- Modelos con el código MCNPX en las mismas condiciones de algunos ensayos físicos para evaluar ambos resultados de los detectores N-15 y N-48.
- Modelos con el código MCNPX para evaluar el efecto de los neutrones retro dispersados en los detectores N-15 y N-48, según su posición con respecto al suelo.
- Modelos con el código MCNPX para evaluar el efecto de distintos espesores de PMMA interno del detector N-15, desnudo y moderado.
- Modelos MCNPX y MCNP6 para distintos prototipos de detectores de neutrones en base a los detectores actuales, ante fuentes de ^{252}Cf para nuevos sistemas de detección de neutrones.
- Finalmente, modelos realistas con el código MCNP6 para determinar la respuesta con cuatro distintos RPMs, emulando el paso de un vehículo a través de un punto aduanal transportando material SNM mezclado con chatarra, en condiciones del SNM desnudo y blindado por polietileno y plomo. La dosis equivalente se determina para el conductor, definido como un maniquí BOBMAB, en cada uno de los casos evaluados: paso de vehículo con SNM de ^{239}Pu , ^{239}Pu +blindaje, HEU 70%, HEU 70%+blindaje, HEU 94%, HEU 94%+blindaje, $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ +blindaje.

Capítulo 4, en este capítulo se detallan los resultados de cada uno de los puntos explicados en el capítulo 3 y se desarrolla la discusión de los mismos, comparando los modelos simulados frente a los ensayos físicos.

Capítulo 5, en este capítulo se engloban las conclusiones generales sobre la capacidad de los detectores de $^{10}\text{B}+\text{Zn}(\text{Ag})$ como reemplazo a los detectores de ^3He , para uso en los RPMs en aduanas. Además de plantear otras vías de investigación a futuro y recomendaciones.

En las dos últimas secciones se muestran las referencias consultadas a lo largo de la investigación en orden alfabético. También se han incluido como anexos; un apartado de conceptos básicos, un apartado con documentos citados a lo largo de la tesis y otro con los archivos de entrada de algunos de los casos más relevantes de los modelos.

Capítulo 2

La detección de tráfico ilícito de materiales nucleares

2 La detección de tráfico ilícito de materiales nucleares

2.1 Interacción de neutrones con la materia

Debido a su naturaleza, cada tipo de radiación interactúa de diversas maneras con la materia, por esta razón es necesario tratarlos por separado (Palermo, 2014). Debido que este trabajo se centra en la detección de neutrones, nos enfocaremos en ellos.

2.1.1 Neutrones rápidos, epitérmicos y térmicos

El neutrón es una partícula neutra, ya que carece de carga eléctrica, es estable formando parte de un núcleo atómico y su masa es muy parecida a la del protón. Los neutrones no ionizan directamente las sustancias que atraviesan, y al no ser desviados por los campos eléctricos del núcleo o de electrones, son capaces en general de atravesar grandes espesores de materia (Knoll, 1999).

En función de su energía cinética, los neutrones se clasifican en rápidos, epitérmicos y térmicos. Los **neutrones rápidos** son aquellos cuya energía varía entre 200 keV y 10 MeV. Aunque en ciertas situaciones se puede encontrar neutrones de mayor energía a los que se les nombra relativistas y ultra rápidos. El grupo de neutrones **epitérmicos** incluye aquellos con energía entre 0,4 eV y 200 keV, que son asociados con los rangos intermedios entre los neutrones rápidos y térmicos. Los neutrones del grupo **térmicos** incluye aquellos cuya energía es comparable con la energía promedio del medio $\sim kT$ (a 293 K, la energía más probable es de 0,025 eV), donde k es la constante de Boltzman y T la temperatura absoluta. En ciertas aplicaciones se usan neutrones de menor energía a los que se les llama neutrones fríos, meV, Neutrones Ultra fríos, μeV (Turner, 2007).

Hablando de los neutrones térmicos, el límite superior para discriminar el rango suele estar ligado con el ámbito de estudio, se adopta un límite práctico asociado con la energía de resonancia del cadmio: 0,5 eV (conocido como el corte de cadmio) y por lo tanto, se considera que un neutrón pertenece al grupo de los térmicos cuando está por debajo de los 0,5 eV (Arya, 1966).

Si un neutrón posee una cierta energía cinética, viajará a través de la materia mucho más fácilmente que una partícula cargada de similar energía. Al contrario de lo que sucede con las partículas cargadas, el neutrón, debido que carece de carga, puede atravesar la barrera culombiana de los electrones atómicos sin perder energía e interactuar con el núcleo atómico, pudiendo atravesarlo, ser absorbido o dispersado. El proceso de dispersión puede ser elástica o inelástica.

En la dispersión **elástica**, no existe intercambio de cantidad de movimiento ni de energía, en la dispersión **inelástica**, se produce intercambio de cantidad de movimiento y de energía. Las diferentes opciones de interacción, se determinan a través de la sección eficaz σ , que representa la probabilidad de que un tipo de interacción ocurra. La sección eficaz es característica de cada núcleo y depende de la energía de los neutrones (Garga & Batra, 1986; Vega-Carrillo *et al.*, 2005a; Vega-Carrillo *et al.*, 2005b; Knoll, 1999).

2.1.2 Dispersión elástica

La dispersión elástica entre un neutrón y un núcleo atómico puede tratarse como la colisión de dos esferas sólidas; parte de la energía de una partícula es transferida a la otra sin que pierda energía cinética en el proceso (conservando la energía cinética del neutrón incidente (Forero-Martinez, 2007)), es decir, sin que el núcleo alcance ningún estado excitado (Tarrío-Vilas, 2007; Podgorsak, 2013).

Empleando cinemática no relativista (Knoll, 1999), se obtiene que la energía cinética (T_R) transmitida al núcleo de retroceso (de masa A) en una colisión elástica con un neutrón de energía cinética inicial T_n es (Turner, 2007):

$$T_R = \frac{4A}{(1+A)^2} T_n \cos^2 \theta \quad (2.1)$$

La máxima transferencia de energía se logra cuando la colisión es totalmente frontal es decir de ángulo $\theta = 0^\circ$:

$$T_R^{m\acute{a}x} = \frac{4A}{(1+A)^2} T_n \quad (2.2)$$

Según esta reacción, el neutrón solo puede transferir toda su energía en una única colisión al núcleo blanco si este tiene $A=1$, esto es, si es un protón:

$$T_R^{m\acute{a}x}|_{A=1} = \left[\frac{4A}{(1+A)^2} \cdot T_n \right]_{A=1} = T_n \quad (2.3)$$

Debido a esto, la dispersión elástica es el principal mecanismo para frenar los neutrones rápidos. Esta es la razón por la cual se usan materiales de número atómico pequeño como moderadores, tales como: el hidrogeno (^1H), en agua o polietileno, el deuterio (^2H) en agua pesada, el Be, puro o como BeO, y el ^{12}C en grafito (Tarrío-Vilas, 2007; Knoll, 1999).

2.1.3 Dispersión inelástica

La dispersión inelástica se produce cuando en su interacción, el neutrón deja al núcleo en un estado excitado. El estado de excitación del núcleo depende de la cantidad de energía que el neutrón le cede. Esta energía no aparece justo después del choque como energía cinética, sino que el núcleo excitado se desprende o decae más tarde en general por emisión de radiación gamma. Solo sucede en neutrones con energía suficiente para excitar el núcleo (Boada, 2007; Forero-Martínez, 2007; Knoll, 1999).

Por lo tanto, en una dispersión inelástica, al tratar la conservación del momento, hay que considerar los estados iniciales y finales del neutrón dispersado y el núcleo de retroceso. La dispersión inelástica tiene lugar, con mayor probabilidad, en las colisiones de neutrones rápidos con núcleos de Z elevado (Tarrío-Vilas, 2007; Knoll, 1999).

2.1.4 Reacciones nucleares

La captura de neutrones puede producir también reacciones nucleares que den lugar a la emisión de partículas como protones, deuterones, partículas α , e incluso neutrones. La probabilidad de que ocurran este tipo de reacciones depende del tipo de núcleo y de la energía del neutrón. Por ejemplo, las reacciones $(n, 2n)$ se dan a

energías muy altas de los neutrones incidentes (>10 MeV), mientras que las reacciones (n,p) y (n, α) pueden ocurrir por la captura de neutrones lentos y en reacciones con núcleos de bajo Z (Tarrío-Vilas, 2007; Knoll, 1999).

En el caso de las reacciones de absorción, como (n, α), (n,p), (n, γ), o (n, fisión), donde hay emisión de partículas, en su mayoría la energía de la reacción (Q) es negativa, lo que significa que el neutrón debe proporcionar suficiente energía para vencer la energía de ligadura de la partícula cargada en el núcleo compuesto que lo emite. Sin embargo, existen pocos casos en que la energía de la reacción es positiva, y la reacción ocurre con neutrones de cualquier energía. Los dos casos más conocidos son, ^{10}B y ^6Li (Boada, 2007; Forero-Martínez, 2007).

Es así que la emisión de la partícula α es prácticamente simultánea con la llegada del neutrón incidente, empleándose estas para la detección de neutrón de manera indirecta.

Existe una tercera reacción muy empleada en la espectrometría de los neutrones lentos, que es la captura neutrónica en el ^3He .

En la captura radiactiva de neutrones, que ocurre con mayor frecuencia con neutrones de baja energía (0,025 eV), los neutrones son capturados por los núcleos que quedan en estado excitado. El exceso de energía se emite en forma de radiación gamma (Forero-Martínez, 2007).

Fisión Nuclear

La fisión inducida es una reacción en la cual un núcleo pesado, al ser bombardeado con neutrones, absorbe un neutrón, formando un núcleo compuesto, que se escinde en dos o más fragmentos, denominados fragmentos de fisión, cuyos tamaños tienden a ser ligeramente asimétricos. En este proceso se libera una gran cantidad de energía y se liberan entre dos a tres neutrones (Knoll, 1999).

La fisión nuclear puede tener lugar en todos los elementos de número atómico que sean mayor de 30, bombardeados con neutrones suficientemente energéticos, de hasta varios centenares de MeV. Con neutrones de energía inferior a los 10 MeV, la fisión solo se presenta con secciones eficaces apreciables en núcleos de número atómico mayor de 90. El ^{238}U (99,27% del uranio natural) y el ^{232}Th (100% del torio natural) empiezan a presentar una sección eficaz de fisión del orden de 0,5 barn para neutrones de energía mayor a 1 MeV (Boada, 2007; Forero-Martínez, 2007). La fisión del ^{235}U , ^{233}U y ^{239}Pu puede producirse con neutrones térmicos, mientras que para fisiónar el ^{238}U y el ^{232}Th se necesitan neutrones de, al menos, 1 MeV (Tarrío-Vilas, 2007). Por esta razón que los primeros son fisiónables y los últimos se conocen como fisiles.

Radioisótopos como el ^{252}Cf , se fisiónan en forma espontánea y el espectro de los neutrones que produce es similar al espectro de fisión del plutonio (fisión espontánea de ^{240}Pu y fisión inducida en el ^{239}Pu). Es por esto que se usa el ^{252}Cf como fuente de neutrones para probar instrumentos utilizados para detectar material nuclear especial como el plutonio, ^{239}Pu (Knoll, 1999).

2.1.5 Sección eficaz

Hasta ahora se han descrito las propiedades de los neutrones y la interacción de éstos con la materia. El siguiente paso es cuantificar la cantidad de reacciones nucleares de cada tipo que se pueden producir por unidad de tiempo, o bien, la tasa de reacción en función de los materiales y de la cantidad de neutrones que inciden, denominado flujo neutrónico. La probabilidad de que ocurra una reacción nuclear depende de (Expósito *et al.* 2007):

- Tipo de núcleo blanco y su densidad (en átomos/cm³)
- Tipo y cantidad de partículas incidentes
- Energía de la partícula incidente
- Tipo de reacción nuclear considerada

Teniendo en cuenta que el número de interacciones que se pueden producir es igual como máximo al número de partículas incidentes, como se expresa cualitativamente;

$$P = \frac{\text{Interacciones producidas}}{\text{Número de partículas incidentes}} = \frac{F}{I}$$

La probabilidad de reacción está relacionada de forma directa con el concepto de sección eficaz.

Sección eficaz macroscópica

En la Figura 1 se muestra un esquema de un haz de neutrones incidente sobre un blanco.

Figura 1. Esquema de un haz de neutrones incidiendo sobre una lámina fina

En la figura, un haz de neutrones monoenergético de intensidad I (neutrones/s), incide sobre un blanco con un espesor diferencial, dx . El blanco tiene una distribución homogénea de átomos con una densidad superficial de núcleos atómicos (núcleos/cm²). La razón de cambio de la intensidad de neutrones disminuye al cruzar dx y es proporcional a la intensidad de los neutrones incidentes. Esta proporción se convierte en igualdad al insertar una constante de proporcionalidad Σ , como se muestra en la siguiente ecuación (Exposito *et al.* 2007):

$$\frac{dI}{dx} = -\Sigma I \quad (2.7)$$

La constante de proporcionalidad es la sección eficaz macroscópica y depende del tipo de núcleos, de su densidad en el

blanco, y del tipo de interacción que estemos considerando. Al integrar la ecuación diferencial (2.7) se obtiene la siguiente expresión para la intensidad de neutrones en función del espesor del blanco $I(x)$:

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma x} = I_0 e^{-\frac{x}{\lambda}} \quad (2.8)$$

Esta expresión permite definir el recorrido libre medio λ que físicamente se corresponde con la distancia media necesaria para que ocurra un determinado tipo de interacción.

$$\lambda = \frac{1}{\Sigma} \quad (2.9)$$

En la ecuación (2.8) se observa que cada vez que recorre una distancia equivalente al recorrido libre del medio ($x = \lambda$), la intensidad disminuye en el factor e . Las unidades de λ son de distancia (cm) y las de Σ del inverso de la distancia (cm^{-1}).

Sección eficaz microscópica

La sección eficaz macroscópica, Σ , depende de la densidad de núcleos en blanco, N , y de la sección eficaz microscópica, σ , como se muestra en la ecuación (2.10).

$$\Sigma = N\sigma \quad (2.10)$$

La sección eficaz microscópica, es el factor microscópico ligado a las características de los núcleos como entidades físicas individuales. La densidad atómica por unidad de volumen se expresa en términos de la densidad (ρ), número másico (A) y el número de Avogadro (N_A), resultando:

$$N = \frac{\rho}{A} N_A \quad (2.11)$$

La σ depende de la energía y el tipo de partícula incidente y del mecanismo de interacción. Sus dimensiones son de área (cm^2) y se usa la unidad de barn ($1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$). Físicamente, la sección eficaz microscópica expresa el área plana aparente, en términos de probabilidad, que ofrece cada nucleído para una interacción específica.

A partir de este concepto se puede reinterpretar la probabilidad de interacción como el cociente entre la suma de las áreas de los núcleos y la superficie total del blanco, es decir:

$$P = \frac{\text{Superficie Núcleos}}{\text{Superficie Total}} = \frac{1}{S} \sum_{i=1}^N \sigma_i = \frac{\sigma NV}{S} \quad (2.12)$$

En esta ecuación, V y S el volumen y la superficie del blanco. Si el material no es homogéneo el cálculo de la sección eficaz macroscópica se hará teniendo en cuenta el número de átomos de cada especie, como se muestra en la ecuación (2.13).

$$\Sigma(\text{cm}^{-1}) = \sum_i N_i(\text{átomos cm}^{-3})\sigma_i(\text{cm}^2) = \sum_i \rho_i \frac{N_A}{A_i} \sigma_i \quad (2.13)$$

Tasa de reacción: la cantidad de interacciones por unidad de tiempo producida en un medio (tasa de reacciones) viene dada por:

$$F(\text{interacc.} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-3}) = \sigma(\text{cm}^2) \cdot N(\text{át.} \cdot \text{cm}^{-3}) \cdot \phi(\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}) \quad (2.14)$$

donde ϕ es el flujo neutrónico.

De las ecuaciones anteriores se pueden deducir distintas expresiones para F, según las relaciones que se consideren para los distintos términos, resultando el siguiente conjunto de igualdades:

$$F = \frac{P \cdot I}{V} = \frac{\Sigma LI}{V} = \frac{\Sigma L \phi S}{V} = \Sigma \phi = \sigma N \phi \quad (2.15)$$

siendo P la probabilidad de interacción, L el espesor, S la sección y V el volumen. Las dos ecuaciones más importantes para la tasa de reacción, desde el punto de vista práctico son,

$$F = \Sigma \phi \quad (2.16)$$

$$F = \sigma N \phi \quad (2.17)$$

Estas expresiones son válidas para fuentes monoenergéticas de neutrones. Si los neutrones no son monoenergéticos es necesario utilizar el flujo neutrónico por unidad de energía, ϕ (n/cm²·s·eV), relacionándose ambas variables mediante la expresión:

$$\phi = \int_0^{\infty} \varphi(E) dE \quad (2.18)$$

Haciendo la hipótesis del flujo homogéneo, la tasa de reacción con fuentes de neutrones no monoenergéticos se puede expresar como:

$$F = \int_0^{\infty} \Sigma(E) \varphi(E) dE \quad \text{interacciones} \cdot s^{-1} \cdot cm^{-3} \quad (2.19)$$

En general, en una sustancia irradiada con neutrones se producirán procesos de dispersión, captura y fisión. La suma de las secciones eficaces macroscópicas se denomina sección eficaz macroscópica total.

$$\Sigma_t = \Sigma_d + \Sigma_f + \Sigma_c \quad (2.20)$$

Su valor depende de la energía cinética de los neutrones y de las propiedades del neutrón irradiado; diferentes isótopos pueden mostrar un comportamiento muy distinto, especialmente a energías bajas (Expósito *et al.* 2007).

Dependencia de la sección eficaz macroscópica respecto a la energía de los neutrones

En la zona térmica, $E < 1$ eV, se suele observar una proporcionalidad de la sección eficaz microscópica respecto al inverso de la velocidad, que por la ecuación 2.17, se puede expresar como una probabilidad respecto a la raíz del inverso de la energía cinética del neutrón:

$$\sigma \propto \frac{1}{v} \propto \frac{1}{\sqrt{E}} \quad (2.21)$$

En esta región va a prevalecer la fisión térmica en núcleos de elementos fisiles, las capturas de ciertos núcleos de número másico intermedio y, la dispersión elástica de núcleos ligeros.

En la zona de neutrones intermedios, $1 \text{ eV} < E < 0,1 \text{ MeV}$, hay determinados valores de la energía para los cuales el valor de la sección eficaz microscópica de captura aumenta y disminuye bruscamente. Estas regiones reciben el nombre de picos de resonancia y se deben a

que los posibles valores de la energía de un neutrón ligado a un núcleo están cuantizados, es decir, en el núcleo compuesto, que se forma al unirse el núcleo blanco y el neutrón incidente, las bandas energéticas correspondientes a sus estados de excitación son discretas, están cuantificadas. Así, la energía disponible en el choque lleva al núcleo compuesto a uno de estos niveles, aumentará mucho la probabilidad de interacción, mientras que si la energía disponible deja al núcleo compuesto entre dos niveles energéticos el valor de la sección eficaz será inferior. Es una explicación no rigurosa que sirve para explicar el proceso.

Por último, en la región de los neutrones rápidos, $E > 0,1$ MeV, se observa un comportamiento decreciente para las capturas y ligeramente creciente para las fisiones en el ^{235}U y ^{239}Pu . En el caso del ^{238}U se observa que la sección eficaz de fisión es nula para todo el rango energético, salvo para neutrones de alta energía, que sigue la tendencia de los anteriores, es decir, no es fisil para bajas energías. En esta región prevalece la fisión rápida de los núcleos de combustible y dispersión inelástica (Expósito *et al.* 2007; Hernández-Adame, 2015; Hee-Jung and Song, 2009; Boada, 2007).

2.2 Moderación de neutrones

La moderación de los neutrones es el proceso por el cual los neutrones rápidos pierden su energía a partir de colisiones sucesivas contra los núcleos de los átomos del material. De acuerdo a la masa del núcleo impactado, se tiene una distribución de energías posibles para el neutrón dispersado, verificándose que la máxima fracción de energía que puede perder en una única colisión es decreciente con el aumento de la masa del isótopo objetivo (Turner, 2007; Forero-Martínez, 2007).

El núcleo de hidrógeno es el mejor moderador ya que con una única colisión puede “frenar” completamente el neutrón incidente. Esto se debe a que las masas del neutrón y el núcleo de hidrogeno son prácticamente las mismas. Para representar la pérdida de energía del neutrón, se define una variable conveniente, denominada letargia u como (Podgorsak, 2013):

$$u = \ln\left(\frac{E_0}{E}\right) \quad (2.22)$$

Cuando el neutrón no interacciona, su energía es igual a $E_0(u=0)$, a medida que colisiona, su energía (E) disminuye y por tanto u aumenta, es decir, se interpreta que el neutrón se va “aletargando” a medida que interacciona mediante colisiones, en la Tabla 1, se muestran la cantidad de colisiones necesarias para aumentar la letargia de los neutrones de 2 MeV hasta una letargia correspondiente a neutrones de 1 eV (Emanuel-Giménez, 2011).

Tabla 1. Número de colisiones necesarias para aumentar la letargia de los neutrones de 2 MeV hasta una letargia correspondiente a neutrones de 1 eV

	H	H₂O	C	O	Fe
Número de colisiones	14,5	15,8	91,3	121	407

En el análisis del proceso de moderación en función de esta nueva variable, se considera que la partícula gana Δu_i por cada choque, porque en n colisiones el cambio en letargias se expresa como:

$$u_n = \sum_{i=1}^n \Delta u_i \quad (2.23)$$

Dependiendo de la masa atómica del moderador se puede estimar el número de colisiones n para obtener un cambio de letargia media dado.

Es por ello que para aumentar la eficiencia de detección de los neutrones rápidos se suelen rodear los detectores de materiales altamente hidrogenados, como el polietileno, la parafina, o el agua, ya que, como se explicó anteriormente, el neutrón rápido incidente puede perder una porción de su energía cinética a través de la dispersión elástica con átomos de hidrogeno y eventualmente llegar al detector con una energía cinética térmica, con lo cual la sección eficaz la captura es mayor (Bias, 2002).

Tal y como el espesor de este moderador se incrementa alrededor del detector, el número de átomos de hidrogeno aumenta así como el número de eventos de dispersión elástica, por lo que la eficiencia del

detector mejora según se aumenta el espesor del material hidrogenado. Sin embargo la eficiencia para una fuente monoenergética de neutrones muestra un espesor óptimo; en la siguiente sección se estudia dicho efecto.

Con moderadores demasiado grandes, la eficiencia tiende a decrecer ya que los neutrones moderados tendrán una mayor probabilidad de ser capturados en el moderador y de no llegar al detector. En un detector moderado, el propio detector ocupa una fracción más pequeña del volumen total del sistema, por lo que habrá una menor probabilidad de que la ruta del neutrón interactúe en el volumen del detector antes de escapar del sistema (Bias, 2002; Podgorsak, 2013).

2.3 Retrodispersión de neutrones

El efecto “*room-return*” se conoce como el efecto que se produce en un recinto en donde los neutrones que son emitidos por una fuente pierden su energía por múltiples colisiones con las paredes, suelo y techo. Algunos de estos neutrones son reflejados surgiendo neutrones con energías térmicas y epitérmicas; estos neutrones son llamado neutrones “***room-return***” o neutrones “***wall return***”, es decir, neutrones retrodispersados (McCall *et al.*, 1999; Vega-Carrillo *et al.*, 2007; Vega-Carrillo *et al.*, 2008).

La calibración de instrumentos de medición de neutrones, se realiza colocando el aparato a calibrar, ya sea un espectrómetro o un dosímetro en un campo de radiación neutrónica bien conocida: las mediciones se comparan con el campo conocido de la fuente y se obtiene un factor de calibración. Durante este procedimiento, la lectura del instrumento se debe de corregir para tener en cuenta las lecturas dadas por los neutrones dispersados por diferentes elementos, tales como: soporte de la fuente, paredes del recinto e incluso el aire de la sala. De todos estos factores los neutrones que más contribución tienen a una mayor lectura, ajena a la propia fuente, son los neutrones dispersados por las paredes de la sala (*room-return*, *wall-return*); por lo tanto, es importante establecer un procedimiento fiable para estimar su influencia (Vega-Carrillo *et al.*, 2007).

En los RPMs instalados a la intemperie este efecto será importante solamente por los neutrones retrodispersados desde el suelo.

2.4 Fuentes de neutrones

Hay diferentes métodos de cómo los neutrones se producen: fisión espontánea, fisión inducida, o reacción inducida por partículas α (Bias, 2002).

2.4.1 Radioisótopos vía reacción (α, n)

Puesto que se producen partículas alfa energéticas a partir del decaimiento de algunos núcleos radiactivos, es posible fabricar una fuente autocontenida de neutrones mezclando un isótopo que produce partículas alfa con un material que contiene algún elemento con alta probabilidad de reacción (α, n). Las fuentes de neutrones comercialmente utilizadas se fabrican a partir de este principio. Muchos núcleos blanco pueden producir reacciones (α, n), pero el berilio tiene una alta probabilidad de producción de neutrones vía reacción (α, n), y es el material más utilizado comúnmente, en conjunto con una fuente de emisión alfa. Así los neutrones son producidos a partir de la reacción:

Que tiene un valor $Q=5,71$ MeV (Knoll, 1999). Muchas partículas α son detenidas en el blanco y solo una de cada 10^4 reacciona con el núcleo de berilio. En la siguiente Tabla 2 se incluye una lista de las fuentes (α, n) más usadas. En muchos de los casos hay una gran contribución de rayos gamma lo que produce un fondo que en ocasiones es inconveniente, puesto que esto puede influir e interferir en las medidas; por otra parte dichas fuentes pueden detectarse también por detectores para gammas (Forero-Martínez, 2007; Knoll, 1999).

Si un actínido es utilizado como fuente de partículas alfa y el berilio como elemento blanco, permite una estabilidad que se da típicamente por dos metales dado que el emisor (alfa actínido) y el

blanco (berilio) se distribuyen homogéneamente (Kouzes *et al.*, 2008a; Knoll, 1999). El litio es otra opción de núcleo blanco y es utilizado cuando se requieren neutrones de baja energía.

Tabla 2. Propiedades de algunas fuentes (α , n)

Fuente	E_α (MeV)	Periodo de semidesintegración	Rendimiento (n/ α)
²¹⁰ Po/Be	5,30	138 días	$0,7 \times 10^{-4}$
²²⁶ Ra/Be	4,78-4,59	$1,622 \times 10^3$ años	$1,8 \times 10^{-4}$
²³⁹ Pu/Be	5,14	$2,24 \times 10^4$ años	$0,6 \times 10^{-4}$
²⁴¹ Am/Be	5,48	$4,33 \times 10^2$ años	$0,7 \times 10^{-4}$
²⁴² Cm/Be	6,10	162 días	$1,1 \times 10^{-4}$

Los actínidos que tienen una razonable larga vida media y no producen grandes flujos de rayos gamma son plutonio (ambos isótopos ²³⁸Pu y ²³⁹Pu), americio (²⁴¹Am) y curio (²⁴⁴Cm). Cuando se combinan de esta manera, las fuentes generalmente se denominan abreviadamente con el símbolo de los elementos que las componen, por ejemplo, se denomina a una fuente de plutonio y berilio como PuBe, otra combinación muy común es el Americio-Berilio (AmBe) y el Americio-Litio (AmLi) (Kouzes *et al.*, 2008a).

Hay un pequeño número de fuentes de neutrones disponibles comercialmente, mucho menor que el número de fuentes de rayos gamma. Muchas de estas fuentes son utilizadas para medidas de humedad en suelos, (generalmente de la marca Troxler Electronic Laboratories, Inc.), también utilizadas para el examen de pozos petroleros y de gas (fuentes de registro “well logging”). Desde el punto de vista de su posible presencia en la circulación de mercancías se suelen considerar también las fuentes de neutrones de ²⁴¹AmBe, ²⁰⁹PoBe, ²³⁹PuBe, ²²⁶RaBe y de fisión espontánea ²⁵²Cf, utilizadas para otras aplicaciones comerciales y científicas. (Kouzes *et al.*, 2008a; Knoll, 1999).

2.4.2 Fuentes de fisión

Los neutrones procedentes de la fisión espontánea o de la reacción (α , n) en los materiales fisiles son clasificados como neutrones rápidos con energías de 0,1 MeV a 10 o 20 MeV. Muchos de los transuránicos pesados tienen un apreciable decaimiento mediante fisión espontánea. En cada evento de fisión son emitidos varios

neutrones rápidos. La fuente de fisión espontánea más común es el ^{252}Cf , la Figura 2 muestra el espectro de fisión del ^{252}Cf que es muy similar al del ^{240}Pu y a la del ^{239}Pu , por lo que frecuentemente se usa para pruebas de detección y experimentos, debido a su facilidad de adquisición con respecto al plutonio (Knoll, 1999).

Figura 2. Espectro de fisión espontánea del ^{252}Cf

Los isótopos radiactivos de núcleos pesados con número atómico Z y número másico A tales que $Z^2/A \geq 49$, pueden experimentar la fisión espontánea (SF). Esto es, que en ciertas condiciones, el núcleo puede dividirse en dos núcleos más ligeros, llamados fragmentos de fisión con emisión simultánea de varios neutrones. En estos núcleos pesados, la fisión espontánea compite con la desintegración radiactiva como proceso de estabilización nuclear. Los neutrones de una fisión espontánea son emitidos con una distribución de energía Maxwelliana (Bias, 2002).

La fuente de neutrones de ^{252}Cf tiene un periodo de semidesintegración relativamente corto de $\sim 2,65$ años, mientras que las fuentes (α, n) pueden tener una vida media más larga (Kouzes *et al.*, 2008a). Sin embargo, el espectro de energía de neutrones para las fuentes (α, n) no es adecuado para relacionarlo con el espectro de fisión del Pu, que es generalmente el material SNM de mayor interés.

Las características de los radioisótopos más interesantes que experimentan la fisión espontánea se muestran en la Tabla 3 (Pedicini, 2013; Reilly *et al.*, 1991). Como se puede observar, se nota que los

isotopos de uranio emiten relativamente pocos neutrones por gramo. El ^{238}U –principal isotopo de interés– emite tan solo $1,36 \times 10^{-2}$ n/s-g. Incluso en HEU, el ^{238}U sería el principal emisor de neutrones. El Plutonio emite más neutrones, particularmente el ^{240}Pu , presente en pequeñas cantidades en armas de plutonio enriquecido. Además, cabe destacar que el campo neutrónico de fisión espontanea del ^{252}Cf emite $2,34 \times 10^{12}$ n/s-g (Proffio, 1979; Pedicini, 2013; Vega-Carrillo and Martinez-Ovalle, 2015).

Tabla 3. Características principales de radioisótopos que experimentan fisión espontánea

Isotopo A	Protones Z	Neutrones N	Periodo de semidesintegración $T_{1/2}$	C.F. (n/s-g)	M.E.	M.T.
^{232}Th	90	142	$1,14 \times 10^{10}$ años	$>6 \times 10^8$	2,14	1,9
^{232}U	92	140	71,70 años	1,30	1,71	3,13
^{233}U	92	141	$1,59 \times 10^5$ años	$8,6 \times 10^{-4}$	1,76	2,40
^{234}U	92	142	$2,45 \times 10^5$ años	$5,02 \times 10^{-3}$	1,81	2,40
^{235}U	92	143	$7,04 \times 10^8$ años	$2,99 \times 10^{-4}$	1,86	2,41
^{236}U	92	144	$2,34 \times 10^7$ años	$5,49 \times 10^{-3}$	1,91	2,20
^{238}U	92	146	$4,47 \times 10^9$ años	$1,36 \times 10^{-2}$	2,01	2,30
^{237}Np	93	144	$2,14 \times 10^6$ años	$1,14 \times 10^{-4}$	2,05	2,70
^{238}Pu	94	144	87,74 años	$2,59 \times 10^{-3}$	2,21	2,90
^{239}Pu	94	145	$2,41 \times 10^4$ años	$2,18 \times 10^{-2}$	2,16	2,88
^{240}Pu	94	146	$6,65 \times 10^3$ años	$1,02 \times 10^3$	2,16	2,80
^{241}Pu	94	147	14,35 años	$5,00 \times 10^{-2}$	2,25	2,80
^{242}Pu	94	148	$3,76 \times 10^5$ años	$1,72 \times 10^3$	2,15	2,81
^{241}Am	95	146	433,6 años	1,18	3,22	3,09
^{242}Cm	96	146	163 días	$2,10 \times 10^7$	2,54	3,44
^{244}Cm	96	148	18,10 años	$1,08 \times 10^7$	2,72	3,46
^{249}Bk	97	152	320 días	$1,00 \times 10^5$	3,40	3,70
^{252}Cf	98	154	2,645 días	$2,34 \times 10^{12}$	3,757	4,06

* C.F. Rendimiento de fisión, Multiplicación espontanea M.E., Multiplicación térmica M.T.

En la quinta columna se muestra el rendimiento de cada fuente en cuanto a emisión de neutrones por fisión espontanea por cada gramo del isotopo correspondiente y por segundo.

El uranio empobrecido es una fuente de pocas emisiones neutrónicas aun cuando se utiliza en grandes cantidades para la construcción de contenedores de transporte (*shipping casks*), de proyectiles de armamento militar, de contrapesos para aeronaves o de quillas de veleros de competición, entre otros usos que requieren materiales de muy alta densidad.

Por supuesto, se efectúan envíos comerciales de grandes cantidades de óxido de uranio, natural o enriquecido, o como hexafluoruro de uranio, asociados con la industria de la energía nuclear, en los que se produce una emisión significativa de neutrones, por ejemplo, un envío típico de combustible nuclear de 2.700 kg de uranio natural o de bajo enriquecimiento puede emitir encima de los 37.000 n/s (Kouzes *et al.*, 2008a; Kouzes *et al.*, 2008b).

La mayoría de los detectores de neutrones detectan neutrones térmicos, los cuales tienen una energía de alrededor de $\sim 0,025$ eV. Para poder moderar su energía, los detectores frecuentemente son cubiertos con un material con Z-bajo, como el polietileno, $(C_2H_4)_nH_2$.

Un neutrón puede perder casi toda su energía en una sola interacción con un núcleo de hidrogeno ya que el protón y el neutrón son de una masa similar. Los neutrones por dispersión elástica en el material pierden energía en cada interacción. Los detectores de neutrones típicamente no guardan información de la energía del neutrón incidente, debido a esto no se puede utilizar la con identificación de isótopos con estos detectores es imposible a diferencia de los detectores gamma (Pedicini, 2013).

Al producirse el paso de una fuente frente a un detector a una velocidad constante, la señal que produce el detector se rige entre otros factores por el ángulo solido subtendido por el área del detector dentro del haz de partículas emitidas por dicha fuente. Una fuente gamma sin blindaje o una de neutrones presentan un comportamiento gaussiano (Tsoulfanidis, 1995) en la señal del detector, que se verá alterado cuando las fuentes viajen dentro de un contenedor de carga lleno, lo que para una fuente gamma proporciona normalmente una distribución más estrecha que para una fuente de neutrones, debido a la dispersión

por la carga y la menor eficacia de blindaje para atenuar los neutrones (Kouzes *et al.*, 2008a).

Puesto que los materiales que son efectivos para blindaje de rayos gamma (elementos de números atómicos grandes) son diferentes que para los neutrones (elementos de bajo número atómico), un blindaje diseñado para impedir la detección de gammas no sería eficaz para blindar los neutrones, y viceversa (Kouzes *et al.*, 2008a). Un blindaje diseñado para atenuar tanto neutrones como gamma tendría que ser de gran tamaño y sería fácilmente observable con un equipo de rayos X, que juega un rol complementario en la detección en las fronteras (Kouzes *et al.*, 2008a).

2.4.3 Fondo por neutrones

Los neutrones forman parte de nuestra vida, existiendo fuentes de neutrones naturales, que incluyen radiación por rayos cósmicos, radiación secundaria por radiación cósmica y fuentes terrestres, además de fuentes fabricadas por el hombre (Vega-Carrillo and Manzanares Acuña, 2004).

Los rayos cósmicos galácticos son partículas cargadas de altas energías que vienen desde fuera del sistema solar. Junto con los rayos cósmicos solares, constituyen el ambiente de radiación en las capas altas de la atmósfera terrestre. La radiación cósmica incidente sobre la atmósfera de la Tierra se compone principalmente de partículas cargadas con energías típicas por encima de los 300 MeV. Las partículas primarias provenientes de los rayos cósmicos son protones en una fracción cercana al 90%, pero hay también otras partículas cargadas pesadas en las que son comunes núcleos hasta del tamaño del Fe, y restos de núcleos de elementos más pesados, posiblemente incluyendo uranio (Vega-Carrillo and Manzanares Acuña, 2004; Cronin, 1999).

A su llegada a la atmósfera de la Tierra las partículas de radiación cósmica primaria experimentan interacciones nucleares a través de colisiones con los núcleos atmosféricos produciendo cascadas de radiación secundaria, incluyendo neutrones.

Los rayos cósmicos pueden variar con el ciclo solar y la actividad solar, principalmente con las erupciones solares. El fondo cósmico medido en la superficie de la Tierra depende de la latitud y el campo magnético terrestre, de la presión atmosférica, incluyendo la altitud, así como de la actividad solar en el ciclo diurno y el clima en cada punto. El fondo de neutrones en la Tierra también puede variar espacialmente debido a la presencia de minerales en el suelo. La mayoría de los neutrones de fondo provienen de los rayos cósmicos, ya que la distribución del uranio natural en el suelo es típicamente muy baja como para producir muchos neutrones (Kouzes *et al.*, 2008a; Sandmeier *et al.*, 1981).

Dado que las partículas cósmicas primarias interactúan en la atmósfera, han de recorrer un camino largo hasta llegar a la superficie de la Tierra, reduciéndose el flujo de partículas que llega, por lo que resulta en general un fondo bajo de radiación cósmica, que no obstante es altamente dependiente de la elevación; los fondos más altos se reportan en lugares más elevados (Kouzes *et al.*, 2008a). La distribución de las energías de este flujo de neutrones originados por la radiación cósmica muestra un máximo en torno a 1MeV (Gordon *et al.*, 2004) (Sheu *et al.*, 2002). En la Tabla 4, (Kouzes *et al.*, 2008a) reportan el flujo de neutrones, de origen natural, encontrado en diferentes ambientes. A esta tabla le hemos incluido el flujo de neutrones medido por Vega-Carrillo and Manzanares Acuña, (2004).

Las diferencias en los flujos se deben a las condiciones de medición que se hacen en distintas locaciones (Kouzes *et al.*, 2008a), por lo que se toma un valor promedio que resulta razonable de 100 n/s·m² al nivel del mar.

El fondo debido a neutrones observado en los RPMs presenta una tasa constante, observándose ocasionalmente algunos picos de corta duración –fracción de segundos– siendo este efecto conocido como “*Ship effect*” (efecto buque) producidos por la interacción de los rayos cósmicos con vehículos y el medio ambiente, lo que se discutirá en la sección 2.6.5. Es importante conocer la proporción de neutrones “in situ” para determinar los niveles de alarma propios de cada sistema

Tabla 4. Medidas realizadas de fondo por neutrones en distintos sitios y condiciones (Kouzes *et al.*, 2008a).

Referencia	Condiciones	Flujo [n/seg-m ²]
Lindstrom et al	Neutrones rápidos al nivel del mar	200
Sheu et al	Flujo total de neutrones al nivel del mar	51
	Junto a una superficie de agua	29
O'Brien et al	Cerca de interface aire-tierra	64
	Cerca superficie de agua	31
	Cerca de superficie agua aluminio interface	210
	Cerca interface aire hierro	770
Gordon et al	Yorktown Heights altitud 167 m	134
	Nivel del mar	120
Goldhagen et al.		122
Wiegel et al.		125
Vega-Carrillo y Manzanares (Vega-Carrillo and Manzanares Acuña, 2004)	Interface aire-tierra, bajo techo, a 2420 m sobre el nivel del mar	65

2.5 Detección y medición de neutrones

Los neutrones pueden ser detectados mediante la interacción con el núcleo de los átomos, lo cual produce partículas secundarias de radiación, frecuentemente en forma de partículas cargadas pesadas (Knoll, 1999; Pedicini, 2013) fácilmente detectables.

2.5.1 Detección neutrónica

La detección de neutrones se basa principalmente en la detección de partículas cargadas o radiaciones producto de reacciones nucleares como un átomo blanco del tipo $A(a,b)B$ cuya sección eficaz tiene la forma: (Forero-Martínez, 2007)

$$\sigma(v) = \frac{1}{\pi \hbar^4} |M|^2 \frac{p_b^2}{v_b v} (2I_b + 1) \quad (2.25)$$

donde:

$\hbar$: Constante modificada de Plank ($h/2\pi$)

M: Matriz nuclear

p_b : Momento lineal de la partícula residual

v_b : Velocidad de la partícula residual

v : Velocidad del neutrón incidente

I_b : Momento angular de la partícula residual

Siendo la energía de la partícula emergente del orden de 1 MeV. Bajo estas circunstancias la densidad de estados finales $\frac{p_b^2}{v_b}$, es independiente de la velocidad v , y teniendo en cuenta que la matriz nuclear M es independiente de v , entonces la sección eficaz es proporcional a $1/v$. Así, si se conoce $\sigma_0(v_0)$ para algún valor de velocidad del neutrón, v_0 ; la sección eficaz en el caso de neutrones térmicos ($E_n = 0,025$ eV) se puede escribir como:

$$\sigma(v) = \frac{\sigma_0 v_0}{v} \quad (2.26)$$

de esta manera, los detectores que cumplen esta ecuación se llaman detectores $1/v$ (Knoll, 1999).

Debido a que la sección eficaz de la interacción de los neutrones con distintos materiales depende fuertemente de la energía del neutrón, se han desarrollado diferentes técnicas para detectar neutrones de diferentes regiones de energía. Existen detectores de ionización gaseosa, de centelleo y de láminas de activación (Knoll, 1999; Forero-Martínez, 2007).

Los neutrones se detectan a través de la interacción con materiales de alta sección eficaz de absorción. Después que un núcleo absorbe un neutrón, el núcleo emite una partícula secundaria cargada que puede ser detectada (Pedicini, 2013). Entre las reacciones más utilizadas del tipo absorción de neutrones térmicos, destacan por su alta sección eficaz los siguientes procesos de captura neutrónica; $^{10}\text{B}(n, \alpha)$, $^6\text{Li}(n, \alpha)$ y $^3\text{He}(n, p)$. En la Tabla 5 se muestran las características principales de estas reacciones y en la Figura 3 se muestran sus secciones eficaces en función de la energía de los neutrones incidentes.

Tabla 5. Características de ^3He , ^{10}B y ^6Li utilizados en detectores de neutrones

Reacción	Q (MeV)	Abundancia (%)	Sección eficaz (barns)
$^{10}_5\text{B} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^7_3\text{Li} + ^4_2\alpha$ $\rightarrow ^7_3\text{Li}^* + ^4_2\alpha$	Q = 2,792 4% Q = 2,310 96%	19,1 - 20,3	3828 ± 6
$^6_3\text{Li} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^3_1\text{H} + ^4_2\alpha$	Q = 4,78	7,34 - 7,68	941 ± 3
$^3_2\text{He} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^3_1\text{H} + ^1_1\text{p}$	Q = 0,764	$1,3 \times 10^{-4}$	5327 ± 10

Figura 3. Sección eficaz (σ) barns, ^3He , ^{10}B y ^6Li

El isótopo más utilizado para la detección de neutrones en los RPM es el ^3He , en el cuál el protón y el ^3H producidos se detectan en un contador proporcional de gas lleno de ^3He (Tarrío-Vilas, 2007; Forero-Martínez, 2007). La existencia actual de ^3He proviene fundamentalmente de la descomposición de ^3He del arsenal de armas nucleares.

Por su parte, la reacción (n, α) en el ^{10}B es la más popular, debido a que los compuestos de boro se pueden encontrar tanto en estado gaseoso como en sólido (Forero-Martínez, 2007), teniendo unos costes de producción muy asequibles. Como ejemplo, el BF_3 usado en gas como un contador proporcional, que lo hace ser un detector eficiente, puesto que las partículas cargadas producidas en la reacción son detectadas dentro del volumen activo del detector y no pierden energía.

En el caso del ^6Li , el alto valor de Q para la reacción permite utilizar este tipo de reacción en el detector de neutrones para discriminar rayos gamma provenientes de fondo; de esta manera, el espectro solo mostrara la energía correspondiente a las partículas alfa. El litio puede formar parte de otro gas (LiF), en una cámara proporcional, o encontrarse en algún centellador, por ejemplo yoduro

de litio dopado con europio $\text{LiI}(\text{Eu})$. La principal desventaja es que no hay compuestos de litio gaseosos y no se puede usar en contadores proporcionales de gas. Además, su abundancia es menor que la del boro y debe enriquecerse en ^6Li para ser utilizado a diferencia del boro, que se puede utilizar incluso sin enriquecerlo en ^{10}B (Peurrung, 2000; Mukhopadhyay *et al.*, 2004).

Puesto que las reacciones con ^3He , ^{10}B y ^6Li tienen una sección eficaz de captura que disminuye rápidamente con la energía, pueden aplicarse para detectar neutrones de cualquier energía rodeando los detectores con material moderador, a base de compuestos de material hidrogenado, como el polietileno o la parafina. En ellos mediante reacciones de dispersión se consigue disminuir la energía de los neutrones hasta un valor en que la probabilidad de interacción sea significativa (Tarrío-Vilas, 2007).

2.5.2 Detector de ^3He

Los detectores de neutrones más utilizados en los RPM son los de ionización gaseosa basados en ^3He . El gas ^3He es tal vez la mejor alternativa para la detección de neutrones lentos, debido al alto valor de su sección eficaz. Este contador se caracteriza por su alta eficiencia para la detección de neutrones térmicos y epitérmicos y su baja eficiencia para la detección de rayos gamma (Forero-Martínez, 2007).

En todo detector de ionización gaseosa, el movimiento de los electrones y los correspondientes iones inducen una corriente entre los electrodos de la cámara; esa corriente inducida es función de la energía que se ha comunicado al gas en el proceso de ionización, y como consecuencia, de la que portaban las partículas secundarias tras la reacción (Abánes-Velasco, 2001). La intensidad de esa corriente inducida en el ánodo es la que se mide y proporciona información sobre la energía del neutrón incidente. La reacción de referencia es la de $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$, debido a que las señales procedentes de esta reacción son fácilmente identificables al responder con una transferencia de energía mínima de 764 keV. De esta forma, el espectro en función del nivel de intensidad de corriente inducida en cada suceso detectado, permite extraer la distribución en energía de los neutrones que han

atravesado el detector (Márquez-Damián, 2005; Abánes-Velasco, 2001). Dicho espectro es tal que permite identificar aquellos sucesos que se han producido en un volumen de gas determinado en función de la combinación de intensidades y formas de las señales inducidas en cada uno de ellos (Abánes-Velasco, 2001; Tsoulfanidis, 1995).

2.6 Artefactos de destrucción masiva y seguridad nuclear

2.6.1 *Materiales Nucleares Especiales, SNM*

Las armas nucleares requieren material fisil, átomos que puedan fisionarse cuando interactúen con neutrones rápidos o lentos. Los materiales fisiles utilizados en armas nucleares son el uranio con el isótopo ^{235}U y el plutonio con el isótopo ^{239}Pu . En los EE.UU., la ley de energía atómica de 1954 los designa con el nombre de “*Special Nuclear Materials*, SNM” (Medalia, 2010).

Los tres materiales fisiles principales son ^{233}U , ^{235}U y ^{239}Pu , pero solo los dos últimos isótopos son considerados para el uso de explosivos con materiales de fisión, ya que el ^{233}U tiene niveles altos de gamas y emisiones de neutrones que puede hacer su uso difícil, dejando solo al ^{235}U y ^{239}Pu como los isótopos de interés por sus bajos rangos de fisión espontánea (DOE, 1997; Bias, 2002). Los materiales fisiles, como el ^{235}U y el ^{239}Pu , tras su fisión espontánea, emiten neutrones con una distribución maxwelliana de energías.

Los isótopos de uranio y plutonio decaen con emisiones α ; la partícula α es absorbida subsecuentemente por un núcleo de bajo número atómico como el oxígeno y con ello un neutrón es producido a través de la siguiente reacción.

A diferencia de la fisión espontánea, en la fisión inducida por neutrones de la reacción (α , n), los neutrones no se emiten con una distribución de energía de Maxwell. La distribución de energía varía de acuerdo con la energía y geometría de las partículas implicadas, como las partículas α y el núcleo (blanco).

El ^{238}U sufre fisión solo cuando se da la interacción con un neutrón de energía igual o mayor a 1 MeV, y es por ello que, aunque este nucleído fisionable juega un rol importante en el combustible nuclear, es incapaz de mantener una reacción en cadena de fisión estable por sí mismo y por lo tanto siempre debe ser utilizado en combinación con un nucleído fisionable como el ^{235}U o ^{239}Pu (Siqueira-Franca, 2012).

La detección de SNM es de crucial importancia para combatir la proliferación de armas nucleares y su uso terrorista en todo el mundo (Medalia, 2010). En la detección se incluye el artefacto y el combustible nuclear, debido a que el artefacto puede ser relativamente pequeño. En la Guerra Fría, los Estados Unidos construyeron armas nucleares de alto rendimiento de algunos pies de largo, municiones de demolición atómica que un solo soldado podría cargar y proyectiles de artillería nuclear. Un arma de fabricación terrorista probablemente sería algo más grande.

2.6.2 Artefactos de destrucción masiva

Los *Weapons-Grade Nuclear Materials* (WGNM), según el Departamento de Defensa de los EE.UU., son aquellos constituidos por materiales fisiles que contengan hasta un 93% de ^{239}Pu , asumiendo el resto de ^{240}Pu (*Weapons-grade Plutonium*, WGPu) o de hasta un 94% de ^{235}U , el cual el DHS lo define como compuesto de 94% ^{235}U y el resto de ^{234}U y ^{238}U (*Weapons-grade Uranium*, WGU) en masa. Se requieren para la construcción de armas nucleares (Bias, 2002; DOE, 1997).

Es decir, que el ^{239}Pu y el ^{235}U son considerados como los más utilizados para la fabricación de armas nucleares debido a sus bajos niveles de fisión espontánea. Otros materiales radiactivos pueden utilizarse para construir los llamados Dispositivos de Dispersión Radiológica o RDD (*Radiological Dispersion Devices*), más fáciles de detectar, por lo que para la detección de SNM no son considerados en este proyecto; dentro del RPM los detectores de rayos gamma se encargan de ellos por su facilidad de detección, con detectores de PVT o NaI(Tl) (Bias, 2002). Un RDD es un artefacto de dispersión radiológica “bomba sucia”, que combina explosivos convencionales, tal

como la dinamita, con materiales radiactivos en forma de granos o polvo.

El HEU (*Highly Enrichment Uranium*), uranio altamente enriquecido, consiste en un 20-90% de ^{235}U en masa y puede usarse como dispositivo nuclear, tal y como se mencionó, pero se necesitan mayores cantidades que si se utilizara WGU. Por ello, se estima que serían necesarios unos 15 kg de HEU o bien unos 5 kg de WGP para construir un arma nuclear en unos pocos días o semanas. De acuerdo con la “*Natural Resource defense report*” 1995 (NRDC, 1995), un arma nuclear con un poder de destrucción de 1 kilotón de explosión se podría construir con tecnología moderna con tan solo 2,5 kg de HEU o con tan solo 1 kg de WGP (Chow and Solomon, 1992).

Como referencia la bomba detonada en Nagasaki era una bomba de “*implosion-type*” implosión que contenía 6,1 kg de WGP con un campo de detonación de 21 kilotones. La bomba detonada sobre Hiroshima fue de “*gun-type*” y contenía 61,4 kg de HEU con un 80% de ^{235}U y con un campo de explosión de 15 kilotones (Sublette, 1999). En la siguiente Tabla 6 se muestra el campo específico de los WGNM (Bias, 2002; Kouzes *et al.*, 2008a).

El campo específico es definido como el número de neutrones que se produce por segundo por gramo de material nuclear.

Tabla 6. Campo específico de neutrones WGNM

WGNM	Campo específico por (SF) (n/s-g)	Campo específico en óxidos por reacciones (α , n) (n/s-g)	Campo total específico (n/s-g)
^{235}U	$2,99 \times 10^{-4}$	$7,1 \times 10^{-4}$	$1,0 \times 10^{-3}$
WGU*	$5,11 \times 10^{-4}$	$3,07 \times 10^{-2}$	$3,1 \times 10^{-2}$
^{239}Pu	$2,18 \times 10^{-2}$	$3,81 \times 10^1$	$3,8 \times 10^1$
WGP**	66,4	128	194

*Campo basado en la composición ^{235}U (94%) ^{234}U (1%) ^{238}U (5%)

**Campo basado en la composición ^{239}Pu (93%) ^{238}Pu (0,05%) ^{240}Pu (6,10%) ^{241}Pu (0,8%) y ^{242}Pu (0,05%)

La más pequeña cantidad de masa crítica (masa requerida de una sustancia para alcanzar criticidad) de ^{239}Pu es de tan solo unos pocos gramos, basados en una densidad de $19,8\text{g/cm}^3$, 100 g de ^{239}Pu

que solo ocuparían un pequeño volumen similar al de un dado de juego (Bias, 2002) Figura 4 (Guzmán-García *et al.*, 2016).

En este estudio sobre la detección de material nuclear especial nos interesa la fisión espontánea SF, la fisión inducida (n , $2n$) y el decaimiento radiactivo que provoque la reacción (α , n) en óxidos. También la respuesta ante ^{252}Cf , utilizado para evaluar el desempeño de estos detectores, por su parecido comportamiento al espectro de ^{239}Pu .

Figura 4. Factor de multiplicación efectivo de esferas de distintos radios con diferentes SNM (PUWG, HEU, ^{235}U , $\text{U}_{\text{natural}}$, ^{239}Pu)

2.6.3 Trafico nuclear y radiactivo

Desde el descubrimiento de la radiactividad hasta nuestros días, los investigadores han descubierto un sinfín de aplicaciones donde se puede utilizar la energía nuclear, desde la producción de energía, hasta la utilización de algunos radioisótopos para la medicina nuclear, sin embargo, existe un tema que es de vital importancia tenerlo siempre presente y es el uso de la energía nuclear para fines bélicos (Hernández-Adame, 2015).

En el mundo actual pueden producirse diversas actividades ilícitas relacionadas con el transporte y distribución de materiales relacionado con la actividad nuclear, residuos radiactivos y Material Nuclear Especial, SNM (Tartaglione, 2009). Se cree que desde el desarrollo de las aplicaciones con fuentes radiactivas se han perdido (o se encuentran fuera de control) varias miles de fuentes, solo en EE.UU. se estima que se pierde el control de unas 200 fuentes anuales, aunque cabe mencionar que dichas fuentes son de muy baja intensidad, por lo que su peligrosidad también es baja, más sin embargo esto no significa que no sea importante tener un control de ellas para evitar riesgos a la salud de la población por mínimos que sean (Thorstensen, 1996).

Por ello es de importancia evitar que dichas fuentes lleguen a manos de personas con intereses en contra de la seguridad del país, por tal motivo es importante fortalecer la seguridad en puntos críticos y reforzar el control en zonas de entrada al país por cualquier vía principalmente marítima donde se ingresan contenedores de gran volumen procedentes de otros países, con la finalidad de que ningún material nuclear y/o radiactivo pueda ingresar al país de manera ilícita y sin control alguno (Tartaglione, 2009; Thorstensen, 1996).

Los equipos instalados para el control de contenedores en zonas aduanales son los monitores de radiación del tipo pórtico, “Radiation Portal Monitor” (RPM), los cuales son colocados en los laterales de la calzada por donde el vehículo o contenedor circula, haciendo mediciones dinámicas cuando la velocidad del vehículo es de aproximadamente 2 m/s. Un arreglo típico en los puntos aduanales se observa en la Figura 5.

Figura 5. RPM en zona aduanal para el control en paso de vehículos

Estos monitores de radiación tipo pórtico también se utilizan en la industria del metal y el sector de residuos urbanos, utilizados para evitar que fuentes radiactivas incontroladas huérfanas estén mezcladas con la chatarra o con los residuos y basura urbana, y así evitar que se sufra un daño a la salud humana y al medio ambiente (Medalia, 2010; Van Ginhoven *et al*, 2009) Figura 6.

Figura 6. RPM en el sector del metal sin detectores de neutrones

Varios casos de contaminación se han dado por la mezcla de fuentes radiactivas con metal, en el sector del metal, contaminando a la población en general, como fue el caso de Ciudad Juárez (México) en el año 1984, cuando una fuente de ^{60}Co se mezcló con chatarra, convirtiéndola en varillas para la construcción, repartidas por todo el norte de México y sur de EE. UU, contaminando al público en general. O el caso de Brasil en Goiania, que ocasiono la muerte de cuatro personas y contaminó a otras 249, en el año 1987, cuando una fuente de ^{137}Cs fue olvidada o abandonada en un hospital desocupado de Goiania, cuando chatarreros callejeros robaron el antiguo equipo de radioterapia y por desconocimiento fue manipulada provocando dicho accidente (García, 2010; DHS, 2008).

Durante los años 1993-2004 el tráfico ilícito de uranio y plutonio tuvo una gran actividad según reportó el Organismo Internacional de Energía Atómica, ya que tan solo en ese periodo se detectaron 196 casos de tráfico ilícito de estos materiales, si bien en cantidades menores de las que son necesarias para construir una bomba atómica (IAEA, 2001)). Los casos más importantes fueron 2972 g de uranio

altamente enriquecido robado de una estación nuclear militar y detectado por la policía de San Petersburgo y 363,4 g de plutonio comercial detectado en la aduana de Múnich Alemania (Hernández-Adame, 2015). El OIEA ha registrado 2,154 incidentes entre Enero de 1993 y diciembre de 2011 en su base de datos (ITDB). Dieciséis de estos casos se debían a la posesión no autorizada de uranio altamente enriquecido (HEU) o de plutonio, con varios casos que implicaban con cantidades de kilogramos de esos materiales (IAEA, 2017; Pedicini, 2013).

Un ejemplo ocurrió en el verano de 1994, cuando Alemania detectó cuatro casos de posesión de contrabando de plutonio a su país. A Adolph Jaekle se le encontraron 6 g de plutonio en su casa en Tengen, Alemania. En otro caso separado de este, dos personas fueron detenidas en el aeropuerto de Munich Alemania, con nacionalidad colombiana y española respectivamente, con varios cientos de gramos de plutonio y óxido de uranio después de haber volado con el material desde Moscú a Munich (IAEA, 2017).

En 1992, un elemento combustible completo fue robado desde la Central Nuclear en Ignalina en Lituania, con unos 124 kg de UO_2 enriquecido al 2%. Más tarde fue recuperado (Pedicini, 2013).

El estatus actual de armamento nuclear en el mundo ha declinado significativamente desde la guerra fría, se redujo de aproximadamente 70.300 en 1986 y se estima que llegará a los 14.900 en 2017. En la Figura 6 se nota claramente la existencia de cabezas de armamento nucleares (*warheads*), (Kristensen, 2016) Figura 7.

Los Estados Unidos, Rusia y el Reino Unido han estado reduciendo sus reservas de armamento nuclear, pero el ritmo de reducción se está desacelerando en comparación con los últimos 25 años. Francia e Israel han estado relativamente estables en sus inventarios, mientras que China, Pakistán India y Corea del Norte están creciendo en sus inventarios de cabezas nucleares (Kristensen, 2016).

Estos son los datos dados públicamente, pero no se descarta la existencia de más material nuclear que no se ha reportado, lo que

refuerza la importancia del control en fronteras ante el paso de SNM en todo el mundo.

Figura 7. Inventario global de nuclear “warheads” 1945-2016

2.6.4 Seguridad Nuclear ante terrorismo

A raíz los ataques terroristas del 11 de Septiembre de 2001, considerado como el ataque terrorista más impactante de las últimas décadas, los EE. UU fortalecieron sus planes de seguridad nacional estableciendo la necesidad de endurecer su estrategia de actuación ante una inminente amenaza terrorista utilizando armas de destrucción masiva (WMD) (Shea and Morgan, 2010).

La prevención de un ataque nuclear o radiactivo nos concierne a todos. Cualquiera de estos ataques tendría graves consecuencias como decesos, personas heridas, daños materiales, y contaminación. Como una medida de prevención los EE. UU aumentaron la cantidad de monitores de radiación tipo pórtico en las fronteras con México y Candada (Shea and Morgan, 2010; Azim-Dewji, 2009).

Hasta entonces solo se tienen registrados algunos casos de intento de atentados terroristas por dispersión radiológica, uno de ellos ocurrido en Moscú en Noviembre del año 1995, por un grupo de separatistas chechenos, que decidieron abandonar la detonación de una fuente de ^{137}Cs , dejando este dispositivo enterrado envuelto de explosivos, dinamita, en el parque de Izmailovsky en Moscú. Sin

embargo, el líder del grupo rebelde checheno alertó a los medios de comunicación y la bomba no fue activada (Azim-Dewji, 2009).

En Diciembre de 1998 un segundo intento fue anunciado por el servicio de seguridad de Chechenia, que descubrió un recipiente lleno de materiales radiactivos unidos a una mina explosiva; este dispositivo estaba escondida cerca de una línea de ferrocarril en la zona suburbana Argun, diez millas al este de la capital de Chechea de Gronzy. Este mismo grupo separatista fue sospechoso de estar involucrado en un intento de atentado terrorista radiológico. A pesar del creciente temor de ataques con bombas sucias es difícil evaluar el riesgo de tal evento, pero no cabe duda de la gravedad de un inminente atentado radiológico (Azim-Dewji, 2009).

Desde el colapso de la Unión de Repúblicas Soviéticas Socialistas (USSR) y el final de la guerra fría, la amenaza de un ataque nuclear contra los EE.UU. o uno de sus aliados nunca ha sido tan grande. El riesgo no solo es visto ante naciones hostiles, como Corea del Norte o Irán, sino también por parte de grupos terroristas o actores no estatales con capacidad de adquirir tecnología en armas nucleares. Si un ataque nuclear se diera en contra de EE.UU. la respuesta podría suponer una devastación y crisis humanitaria importante que perjudicaría a la mayor parte del mundo (Decker, 2014).

En Abril 2009 el expresidente Barack Obama declaró que un terrorista que adquiere un arma nuclear es la amenaza más inmediata a la seguridad global (NNSA, 2011), el discurso del presidente Obama en la Ciudad de Praga, menciona esta nueva estrategia, haciendo énfasis importante en la amenaza de terrorismo nuclear, diciendo que la consideraba como *“la amenaza más inmediata y grave para la seguridad global”*, esta estrategia para potenciar la reducción de los arsenales nucleares, fortalecer el Tratado de No Proliferación de armas nucleares (TNP) y evitar así que los grupos terroristas tengan acceso a material nuclear (Nogués and Pita, 2010).

Después de la citada reunión de Praga, hubo un primer encuentro los días 12 y 13 de Abril en 2010, en Washington, o *“Primera cumbre de Seguridad Nuclear”*, con el objetivo de conseguir un acuerdo internacional por parte de EE.UU. y los países participantes, para

comprometerse a asegurar el material nuclear que tuviesen en su poder. Como fruto de este acuerdo se buscaría potenciar sus tres líneas de defensa ante amenazas de terrorismo nuclear, a saber: 1) evitar el acceso de actores no estatales a armas nucleares ya fabricadas; 2) evitar el acceso a material que pudiera ser utilizado para la fabricación de un artefacto de destrucción masiva; y 3) evitar el tráfico de material fisionable (Shea and Morgan, 2010; Nogués and Pita, 2010).

El contrabando de “*Special Nuclear Materials*” es una preocupación que existe desde hace tiempo. Es vital reducir al mínimo las probabilidades de tráfico de material radiactivo no detectado. Para ello se establecen múltiples barreras de seguridad, cuyo principal exponente son las llamadas tres líneas de defensa (Anderson and Eubanks, 2015), que se comentan seguidamente.

La **primera línea de defensa (FLD)** consiste en proteger y controlar las instalaciones donde se encuentren fuentes radiactivas. Estableciendo protocolos de salvaguardias para evitar el sabotaje, robo o retirada no autorizada. La **segunda línea de defensa (SLD)** constituida por la Administración Nacional de Seguridad Nuclear (NNSA), para disuadir, detectar e interceptar el tráfico ilícito de los materiales nucleares y radiactivos a través de las fronteras internacionales y transportes marítimos. Finalmente, la última, **tercera línea de defensa (TLD)** sería la creación de planes de respuesta en caso de que la fuente no hubiese sido detectada y entrase en contacto con la población y el medio ambiente, o bien ante una emergencia de recuperación de materiales y mitigación de consecuencias. En el esquema de la Figura 8 se muestran las tres líneas de defensa (Pedicini, 2013; Nogués and Pita, 2010; Anderson and Eubanks, 2015).

Figura 8. Las tres líneas de defensa del Departamento de Defensa de EE.UU.

Es decir, que la SLD tiene como objetivo utilizar sistemas de detección de rayos gamma y de neutrones para combatir el tráfico ilícito de material nuclear o radiactivo. La mayoría de los procedimientos de detección usan detectores de rayos gamma debido a que las fuentes producen gammas. Dentro de los planes de la SLD para el año 2018 se espera equipar a 30 países con equipos del tipo RPM, o pórticos. A través de la iniciativa Megaports, la segunda línea de defensa también planea equipar más de 100 puertos con sistemas de detección de radiación para 2018 con el objetivo de escanear aproximadamente un 50% del tráfico global de mercancías (IAEA, 2001; Department of Homeland Security, 2008).

La iniciativa Megaports tiene como objetivo prevenir, detectar e interceptar cualquier intento de hacer uso de la cadena logística para el transporte ilegal de SNM y material radiactivo, MR. Esta iniciativa requiere de la colaboración con otros países para proteger a los ciudadanos y al medioambiente, detectando e interceptando productos contaminados radiológicamente e inspeccionar el mayor número posible de mercancías con el menor impacto posible sobre el desarrollo de la cadena logística.

En España, para el control en fronteras, se sabe que existen 7.880 km de línea costera y más de 50 puertos comerciales donde circulan más de 13 millones de contenedores y más de 470 millones de toneladas al año (Gonzalez-Gonzalez *et al.*, 2015).

La implementación de monitores de radiación tipo pórtico se realiza con detectores de detección gamma comúnmente PVT o NaI(Tl) y de ^3He para la detección de neutrones. Básicamente los detectores de neutrones se justifican para la detección de plutonio-239, ^{239}Pu , que puede estar blindado para rayos gamma. En la siguiente Tabla 7, se muestran algunos tipos de alarma de interés (González-González, 2017).

Tabla 7. Tipos de alarma

Elementos Radiactivos Naturales	GAMMA
Fuentes Radiactivas	
^{235}U	
^{239}Pu con blindaje para GAMMA	NEUTRONES
Equipos de medida de densidad y humedad ^{137}Cs y $^{241}\text{AmBe}$	GAMMA+NEUTRONES
^{239}Pu , Fuentes de Neutrones $^{241}\text{AmBe}$, $^{239}\text{PuBe}$, $^{238}\text{PuBe}$, ^{252}Cf , etc.	

El interés de esta investigación se centra en los detectores de neutrones y los materiales implicados en ello. Donde la eficiencia en la detección, con el mínimo de falsos negativos, es importante, ya que una falsa alarma en estos detectores implica que ante la sospecha de la presencia del SNM con ^{239}Pu se active un protocolo de actuación que requiere la atención de personal y el uso de recursos; razones por las cuales es necesario que estos detectores tengan el menor número de falsas alarmas.

En el siguiente apartado se explican las causas de las principales falsas alarmas debido a neutrones por el efecto “Ship effect”

2.6.5 “Ship Effect” y alarmas falsas

Las falsas alarmas se producen en los RPM cuando la señal del fondo excede un valor base debido a las fluctuaciones en el fondo, o cuando algún instrumento falla. También, las falsas alarmas se producen por la presencia de fuentes de radiación reales que no son consideradas amenazas. Las falsas alarmas son muy poco frecuentes, ya sea para detectores gamma o detectores de neutrones utilizados en los RPM por los ajustes de umbral típicos. Aunque las falsas alarmas en rayos gamma son infrecuentes, siguen siendo significantes ya que una frecuencia de aproximadamente el 1% de vehículos que dan alarma por

gammas se debe a materiales NORM (Materiales Radiactivos de Origen Natural); por otro lado las falsas alarmas debido a neutrones tienen una frecuencia de 1/10,000 (Kouzes *et al.*, 2008a).

Para el cálculo de los umbrales para las alarmas, de los detectores (γ y n) del RPM, se usan diferentes criterios debido al bajo fondo de neutrones y a la poca frecuencia de fuentes de neutrones en el comercio (Oliveri *et al.*, 2007). Las pocas falsas alarmas por neutrones ocurren en envíos legales de combustible o medidores de humedad que contienen fuentes de neutrones. También ocurren por un aumento del fondo de neutrones debido a la interacción de los rayos cósmicos con los materiales cercanos a los detectores, como contenedores o vehículos (Kouzes *et al.*, 2008a; Kouzes *et al.*, 2008b).

Por ejemplo, si un contenedor de 30 toneladas de capacidad es escaneado por un RPM, el promedio de conteo de neutrones puede aumentar por encima del umbral de alarma. Estos rayos cósmicos que inducen neutrones, se le conoce como “*Ship effect*” o efecto buque o barco, y puede ser observado cuando se tienen toneladas de material, especialmente con alto peso atómico, como metales incluso plomo (Kouzes *et al.*, 2008b; Aguayo *et al.*, 2013). En la Figura 9 se muestra el momento del paso de un contenedor y se presenta el efecto buque (GAO, 2016).

Figura 9. Shipp effect, al paso de un vehículo por los RPM

El término “*Ship effect*” surgió en los años 70 cuando un detector de neutrones se utilizó para inspeccionar barcos en el mar con el fin de detectar armas nucleares. Se observó que la tasa conteo por neutrones aumentaba cuando la medición se hacía muy cerca de algún barco de

grandes dimensiones, y se atribuyó a los neutrones procedentes de los rayos cósmicos interaccionando con el hierro de los barcos. Estudios posteriores demostraron que el flujo de neutrones en una interfaz de acero y de aire puede ser 25 veces mayor que una interface aire-agua (O'Brien *et al.*, 1978). Existen relativamente pocos estudios sobre el “*Ship effect*”, a pesar de que en la interface entre dos medios el flujo de neutrones aumenta (Kouzes *et al.*, 2008b; Sheu *et al.*, 2002; August *et al.*, 1994; King *et al.*, 2010).

2.7 Detección de material radiactivo y nuclear en fronteras

De acuerdo con el IAEA (2002), existen varios instrumentos que se usan para detectar e identificar materiales radiactivos en aduanas y en puntos críticos. Éstos pueden dividirse en las siguientes categorías (Balem, 2010; IAEA, 2001), Figura 10.

- **Pocket-type instruments.** Son pequeños y ligeros utilizados para detectar la presencia de material radiactivo e informa que nivel de radiación existe.
- **Hand-held Radionuclide Identification Devices, RID.** Dispositivos de mano para identificación de radionúclidos
- **Hand-held Neutron search detectors, NSD.** Dispositivos de mano de búsqueda de neutrones
- **Personal Radiation detectors, PRD.** Detectores de radiación tipo personal
- **Radiation Portal Monitors, RPM.** Monitores de Radiación tipo Pórtico tipo mixto, neutrones-gamma.

En este proyecto nos centraremos en los Monitores de Radiación tipo pórtico, RPMs, principalmente en el estudio de alternativas a los detectores de neutrones instalados en ellos actualmente de ^3He .

Figura 10. Detectores de material Nuclear y radiactivo

2.7.1 Monitores de Radiación tipo Pórticos, RPM's

Los RPMs son detectores activos, no intrusivos, que se usan para inspeccionar objetos y personas para la detección de material nuclear y radiactivo. Estos dispositivos pueden detectar diversos tipos de radiación que emanan de dispositivos nucleares, como bombas sucias, SNM, fuentes naturales e isótopos comúnmente utilizados en la medicina e industria. Usualmente tienen la capacidad de detectar rayos gamma y neutrones (GAO, 2016).

Los RPMs se utilizaron originalmente para inspeccionar individuos y vehículos en los lugares de alta seguridad y control de ingresos, como las instalaciones de armas nucleares, pero hoy en día se usan comúnmente para monitorear el tráfico a través de las fronteras, aeropuertos, centros urbanos, cerca de instalaciones nucleares, en fábricas de acero, en plantas de incineración de basura y en terminales de importación y exportación, contenedores. En la actualidad se despliegan más de 1400 RPMs en las fronteras de los EE.UU. y un número similar está repartido en otras partes del mundo (Wolk, 2016). En la Figura 11, se muestran los puntos de entrada al país (EEUU) y el tipo terrestre, marino y aéreo (Stephens, 2009).

Figura 11. Zonas de entrada/fronteras EE. UU

Tal y como se mencionó anteriormente, los RPM inicialmente se desplegaron en lugares sensibles y de seguridad como en instalaciones de armamento nuclear, para garantizar que las armas nucleares que se fabricaban o almacenaban no se sacaran de dichas instalaciones. Con el tiempo se comenzaron a desplegar en aplicaciones de salud y seguridad como prevención de propagación de contaminación de materiales radiactivos en el sector de metal y chatarrerías (DHS, 2013).

A finales del Siglo XX hubo cambios drásticos debido a las preocupaciones y peligros al sobre el material nuclear y radiológico. Cuando la unión soviética cayó en el año de 1991, muchas instalaciones nucleares fueron abandonadas, sin seguridad alguna, lo que provocó preocupaciones por ser incapaz de contener o rastrear dicho material nuclear y pudiese ser utilizado para ocasionar severos daños (IAEA, 2001).

Esto además de la creciente disponibilidad de información sobre la construcción o acceso a armas peligrosas a través de internet y la creciente presencia del terrorismo en diversas partes del mundo, provocó una fuerte necesidad de sistemas de seguridad. En 1999, El “National Nuclear Security Administration-Department of Energy” (DOE NNSA) realizó los primeros despliegues de equipos de detección de

radiación en su nuevo programa de segunda línea de defensa, instalando en 39 sitios en la antigua Unión Soviética estos dispositivos de seguridad. Una vez contenida esa situación, los despliegues de los pórticos se estancaron, fue hasta los ataques del 11 de Septiembre de 2001 (Shea and Morgan, 2010).

Los ataques del 11-S motivaron el refuerzo de la prevención de otros sucesos, provocando que se trabajara en detectar las vulnerabilidades en los EE.UU. en temas nucleares, globales. En el año 2002, el servicio de Aduanas y protección fronteriza, (Custom and Broder Protection CBP) de EE.UU. comenzó a instalar RPMs en las fronteras estadounidenses, el DOE NNSSA comenzó pronto a instalar los RPM en puertos y otros puntos críticos, como centrales nucleares y túneles. Desde entonces, todos los grandes puntos de entrada a EE.UU. y la mayoría de los mega-puertos “Megaports” globales tienen instalados los RPMs (IAEA, 2001; Wolk, 2016). Hoy en día hay alrededor de 1.300 RPMs para inspeccionar contenedores, medios de transporte, equipajes, paquetes, y correo internacional para evitar la importación ilícita de materiales radiológicos a los EE.UU. (Richland, 2016).

Los RPMs, normalmente están ensamblados a partir de múltiples paneles sensores de radiación, RSP. En la Figura 12 se muestra una configuración típica de RSP, para el paso de vehículos de transporte y de trenes, cada RSP, dispone de 1 o más RPMs.

En la Figura 13 se muestra la configuración interna de un RPM, con el pórtico de investigación del Laboratorio de Ingeniería Nuclear, Escuela de Caminos UPM (LIN-UPM), el cual muestra en su interior un detector para rayos gamma que en este caso es de PVT, y un detector de neutrones que comúnmente tiene dos tubos proporcionales de gas ^3He –en este caso solo se aprecia uno– ensamblados en una caja de material moderador, típicamente de Polietileno de Alta Densidad, HDPE (Kouzes *et al.*, 2010a).

Pórticos en vías férreas

Figura 12. RSP, RPMs en aduana del puerto de Valencia, España.

Figura 13. RPM (LIN-UPM) de investigación con detectores PVT y ^3He (1)

Los detectores de ^3He necesitan tener un moderador de neutrones de grandes dimensiones con el fin de captar un ángulo solido razonable

para los neutrones emitidos por algún material amenazante, como el ^{239}Pu y a su vez ser detectores de neutrones de gran eficiencia para los neutrones térmicos para detectar los neutrones termalizados antes de que se pierdan en el sistema. Es así que la eficiencia global de este conjunto es razonablemente alta.

Debido a la creciente implementación de los RPM, los detectores de neutrones sufren serios problemas de abastecimiento de su material principal de ^3He . Por ello, se ha comenzado la búsqueda de alternativas similares de detección, desde 2009 en que se detectó esta problemática de abastecimiento (Shea and Morgan, 2010).

Conociendo esto, las alternativas de reemplazo para los detectores actualmente utilizados, deberían tener una serie de características: de fácil disponibilidad en el tamaño apropiado, robustos, fiables, precisos, que sean insensibles a los rayos provenientes de campos gamma, seguros y asequibles (Kouzes *et al.*, 2010a).

Para evaluar la capacidad de detección de los detectores de neutrones se establece como condición que deberán dar una alarma cuando el detector se expone a una fuente de neutrones de ^{252}Cf de $0,01\mu\text{g}$ –que corresponde a aproximadamente 20.000 ns^{-1} –, en un tiempo de 5 segundos a una distancia de 200 cm, cuando la radiación gamma proveniente de la fuente esté blindada y sea menor del 1%. La probabilidad de detección esta alarma deberá ser de un 99,9%, con no más de 10 fallos en 10.000 exposiciones. Esta alarma correspondería a un nivel de dosis de neutrones de $0,05\text{ }\mu\text{Svh}^{-1}$ (IAEA, 2002).

Los algoritmos de alarmas de presencia de radiación se refieren al número de cuentas netas por encima del fondo observado ya sea de los detectores de rayos gamma o detectores de neutrones, existen muchas publicaciones y estudios referentes a la detección de interdicción de rayos gamma ya que se producen en casi todo el tráfico ilícito que concierne, los cuales son los siguientes;

- **WMD:** Armas de destrucción masiva
- **IND:** Dispositivos improvisados nucleares
- **SNM:** Material Nuclear Especial para construcción de armamento, incluyendo Pu-239 desnudo.

- **HEU:** Uranio de alto enriquecimiento
- **RDD:** “Bombas sucias” dispositivos de dispersión radiológica.

Todos los materiales radiactivos producen una marca característica de radiación gamma, mientras el plutonio único en su papel como parte de un arma de destrucción masiva, emite una significativa radiación por neutrones.

De estas amenazas el HEU es quizás el más difícil de detectar debido a que los rayos gamma que emite son de baja intensidad y por lo tanto pueden fácilmente ser blindados; también tiene una baja emisión de neutrones. Debido a estas características, su detección a través de su marca característica de rayos gamma puede ser limitado por un numero de factores, incluyendo el alto nivel y la variabilidad de fondo natural por gammas, o la presencia de materiales radiactivos naturales NORM en el comercio, el paso de personas con tratamiento con radioisótopos (Kouzes *et al.*, 2008a). Por el contrario, la detección por neutrones tiene la ventaja de que el fondo natural por neutrones es relativamente bajo.

Dado que una alarma de neutrones es un indicador de una posible amenaza de plutonio, y tales alarmas implican un operativo de seguridad significativo, la señal de neutrones que se busca detectar es de apenas unas pocas cuentas más por encima de la tasa de neutrones del fondo natural, lo cual es comparativamente baja. La tasa de conteo por fondo de rayos gamma, sin embargo, es varios órdenes de magnitud más grande, (Kouzes *et al.*, 2010b) y pueden ser detectados por detectores especialmente para rayos gamma, como detectores de PVT o NaI(Tl) entre otros.

En la Figura 14 se explica visualmente el procedimiento que se da en un punto aduanal al momento de tener una alarma de presencia de material nuclear o radiactivo.

Concepto de Operación

Figura 14. Concepto del operativo en caso de alarma

2.7.2 Problemática de la escasez de ^3He

Tal y como se ha mencionado anteriormente, el ^3He , siendo gas inerte y no peligroso, es ampliamente utilizado en diversos sectores, sobretodo en nuestro punto de interés en los RPMs, el cual se utiliza en contadores proporcionales de gas, de un diseño muy simple, mecanizable y robusto, ya que funciona en un amplio rango de condiciones ambientales y no se degrada durante los años de operación.

Estos tubos son montados rodeados por un moderador de neutrones (de HDPE) para incrementar la sensibilidad del sistema ante los neutrones de la fisión del SNM, como se observó en la Figura 13. El ^3He tiene la gran ventaja de que es solo sensible a los neutrones, con sensibilidad casi despreciable a la presencia de rayos gamma (los efectos de apilamiento de pulsos llegan solo a partir de tasas de exposición $\sim 1\text{R/h}$). Ninguna otra tecnología disponible de detección ofrece la estabilidad, sensibilidad y discriminación gamma/neutrón que los tubos de ^3He (Kouzes, 2009).

El ^3He tiene un amplio uso en diversos sectores esenciales, pudiéndose citar ejemplos en la industria privada, tales como para excavación de pozos en la industria del petróleo y gas; aplicaciones médicas (MRI imágenes de pulmón); de investigaciones básicas de la

materia nuclear y condensada (por ejemplo, en aceleradores de partículas o en fuentes de espalación de neutrones). Estos usos implican volúmenes relativamente pequeños de ^3He , pero son de gran importancia para la industria y principalmente en el sector de la seguridad nacional (Kouzes, 2009; Shea and Morgan, 2010), por lo que es un material de valor estratégico. El ^3He que existe en los EE.UU. ha sido puesto en su mayoría a disposición del DOE ya que el ^3He es el principal producto utilizado en la mayoría de aplicaciones de detección en materia de seguridad nacional (Kouzes *et al.*, 2010a).

El ^3He es un gas raro, constituyendo alrededor de $\sim 0,000137\%$ del helio natural, abundante en el universo, raro en la tierra, es un isótopo estable que se puede producir a partir de la desintegración radiactiva del tritio (un protón y dos neutrones, isótopo del hidrógeno), cuyo periodo de semidesintegración es de 12,32 años, y que a su vez se produce por bombardeo con neutrones de blancos como el ^6Li (Cooper *et al.*, 2009; Wittenberg *et al.*, 1992).

El único método actualmente utilizado para la producción del gas inerte de ^3He es simplemente recolectándolo como subproducto de la desintegración radiactiva del tritio [^3H ($T_{1/2}=12,3$ y) $\rightarrow$ $^3\text{He}+\beta$], el cual es separado durante el proceso de limpieza del tritio, llevado a cabo tradicionalmente en la Administración Nacional de Seguridad Nuclear (NNSA) en Savannah River Site (SRS) en Carolina del Sur. En definitiva, se recoge a partir del desmantelamiento de armas nucleares (Cooper *et al.*, 2009; Kouzes, 2009). Los almacenes de tritio de vez en cuando se deben procesar para eliminar el “ingrow” (crecimiento) de ^3He y mantener la concentración de tritio deseado. El ^3He resultante se ha puesto a disposición de las entidades comerciales a través de una subasta realizada por “El Programa de isótopos”, ahora dentro del DOE, departamento de Energía de la oficina de ciencia de física nuclear, (proyecto asignado en el año 2009) (Kouzes, 2009). El suministro de los EE.UU. proviene casi en su totalidad de esa vía. Rusia es el único otro proveedor importante de ^3He , y solo unos pocos países contribuyen al suministro de ^3He , por lo que debido al gran incremento en el uso de ^3He en materia de seguridad nacional, el equilibrio entre la capacidad de suministro y la demanda mundial necesaria no puede mantenerse (Kouzes, 2009).

La producción de ^3He ha decaído en las últimas décadas con la reducción de arsenal nuclear. Sin embargo, la demanda de ^3He subió a raíz de los ataques del 11-S de 2001. Hasta entonces, el ^3He era suficiente, pero posteriormente las reservas no fueron suficientes para soportar los objetivos desplegados de Seguridad Nacional, la demanda crece constantemente y la producción se reduce, provocando una importante escasez de ^3He , estimando que la demanda es de 65 000 lts/año mientras que la oferta total está en torno a 15 000 lts/año (Kouzes, 2009), en la Figura 15 se observa una estimación del panorama hasta el año 2010 (Henzlova *et al.*, 2015; Shea and Morgan, 2010).

Figura 15. Reservas y demanda de ^3He de 1990-2010

Hace varios años se llevó a cabo por el DOE un nuevo programa de producción de tritio para proporcionar una nueva fuente de este material, y el método de producción seleccionada para la producción futura es la irradiación de ^6Li en una instalación llamada “Watts Bar Nuclear Generating Station”. Este blanco fue diseñado por el PNNL (Pacific Northwest National Laboratory), y aunque aún no acumula una reserva significativa de tritio sí que se espera que lo haga en un futuro próximo (Kouzes, 2009).

Las necesidades actuales (2009) en volumen de ^3He se distribuyen así: Para “The Project Radiation Portal Monitors” (RPMP) –hay instalados alrededor de 1100 RPMs (ahora 1300 (Richland, 2016))– cada sistema usa más de 40 litros de ^3He . Los RPM se

engloban en estos sistemas, “Ludlum LMkII PVT” con 44,3 litros, “SAIC RPM8 PVT” con 44,3 litros, “Thermo-Fisher ASP” 46 litros, y con una notable excepción en los “Raytheon ASP”, 132,5 litros, lo que significa que las necesidades de RPMP solo hasta la finalización de los implementaciones iniciales (2009-2014) era de aproximadamente ~60k litros sin contar el mantenimiento necesario en los instalados (Kouzes, 2009). En la Tabla 8 se indican los litros por cada RPM a 1 atmosfera en volumen muerto, 1/RPM, de cada Sistema.

Tabla 8. Utilización de ^3He en los sistemas RPM

Sistema	Ludlum LMkII PVT	SAIC RPM8 PVT	Thermo-Fisher ASP	Raytheon ASP
1/RPM	44,3	44,3	46,0	132,5

En la Tabla 9, se muestran las proyecciones en la demanda de ^3He hasta el año 2014 para aplicaciones en la seguridad nacional en EE. UU.

Tabla 9. Demanda proyectada para aplicaciones de seguridad solo 2009-2014

Año	^3He demanda, L				
	DHS	DOE SLD	DOE NA-42	DoD*	Total
2009	11.200	0		500	11.700
2010	11.500	1.200		500	13.200
2011	10.600	5.000		500	16.100
2012	11.900	10.000		500	22.,400
2013	8.800	10.000		500	19.300
2014	3.400	10.000		500	13.900
total	58.000	50.000	7.900	3000	106.,500

En conclusión, se estima que solo en los EE.UU., en sus diferentes departamentos y agencias (DOE, NNSA, DoD, DHS), se requieren al año ~65 klitros de ^3He (40-70 klitros/año), mientras que el suministro es de tan solo 10-20 klitros/año.

2.7.3 Características para nuevos detectores de neutrones

Es muy complicado cumplir la capacidad y desempeño de un detector de neutrones de ^3He , y no existen alternativas existentes que combinen todas las capacidades del ^3He . Las características necesarias de cualquier sistema de detección son; muy buena eficiencia en la detección de neutrones, separación gamma-neutrón, disponibilidad comercial y robustez para el despliegue (Kouzes, 2009).

Los sistemas móviles de detección de radiación como los RPMs, utilizados para la inspección en contenedores y vehículos requieren una capacidad de detección igual para neutrones rápidos como para neutrones lentos. Debido a que las fuentes radiactivas que representan una amenaza potencial pueden o no emitir neutrones moderados por material interpuesto. Los sistemas de detección de radiación están diseñados para el uso de grandes detectores de neutrones térmicos rodeados de material que permiten la detección de neutrones con energías desde térmicos hasta varios MeV con la misma respuesta en todos los rangos de energía, es decir, una respuesta plana (Kouzes *et al.*, 2010b).

Dado que la señal de neutrones que se busca detectar es apenas unas solas cuentas más de la tasa de neutrones del fondo natural, esto supone importantes requisitos para cualquier tecnología de sistemas de detección, para no generar falsas alarmas por neutrones en presencia de campos amplios de fuentes gamma. Estos instrumentos de detección por dispersión de neutrones requieren alta eficiencia, buena relación señal-fondo, información en tiempo real y alta estabilidad de la señal y bajo fondo. Por ello muchos de los sistemas de detección dependen del uso de detectores de ^3He ya que cumplen su alta eficiencia y la insensibilidad a los rayos gama que permiten mediciones grandes que abarcan rangos dinámicos en señales muy débiles (Kouzes *et al.*, 2010a; ANSI, 2006).

Una alternativa para el reemplazo de los detectores de ^3He debe cumplir con los requisitos de rendimiento como se describe a continuación y en buena forma física, es decir ocupando espacios de los detectores a reemplazar, utilizando formas y espacios de los moderadores y de RSP, existentes en los RPMs, conservando la misma capacidad operativa de detección. Los requerimientos que se mencionan seguidamente son condiciones impuestas a nivel nacional en los puertos de entrada en los EE.UU., basados en el rendimiento de uno, dos o más RSP que constituyan un solo RPM, para cumplir con los siguientes requisitos se cara a sustituir los ya existentes:

Se utilizará una fuente previamente calibrada de neutrones de Californio, ^{252}Cf . Con la finalidad de reducir el flujo debido a los rayos

gamma procedentes de la fuente, será rodeada al menos por 0,5 cm de plomo, y para moderar el flujo neutrónico será rodeada la fuente por 2,5 cm de polietileno.

La eficiencia absoluta de detección ante una fuente de ^{252}Cf como la descrita, localizada a 200 cm de distancia perpendicular a la geometría media del detector, será mayor a 2,5 cps/ng ^{252}Cf .

El detector de neutrones no generara alarmas debido a la presencia de rayos gamma por fuentes de alta intensidad gamma. El número de falsas alarmas de neutrones provocadas por las gammas debe ser inferior a 1:1000 (0,001) (Kouzes *et al.*, 2010a).

Para evaluar el desempeño de detectores de neutrones alternos y ser comparables a los detectores actualmente instalados en los RPMS, tres criterios serán considerados:

- 1) **La eficiencia absoluta de detección ($\epsilon_{\text{abs n}}$):** Eficiencia absoluta de detección mayor de 2,5 cps/ng ^{252}Cf a 2m de una fuente de ^{252}Cf .

$$\epsilon_{\text{abs n}} > 2,5_{\text{cps-ng}} \text{ } ^{252}_{98}\text{Cf a 200 cm} \quad (2.28)$$

- 2) **Eficiencia intrínseca de rayos gamma detectados como neutrones ($\epsilon_{\text{int } \gamma \text{n}}$):** definida como el número de eventos que son contabilizados como neutrones en presencia de fuentes de alta intensidad de rayos gamma dividido entre el número de fotones que golpean toda la superficie de frontal del detector. La eficiencia intrínseca de rayos gamma provenientes de una fuente de ^{60}Co detectada como neutrones deberá ser menor o igual a 10^{-6} para una tasa de exposición de 10mR/h.

- 3) **Porcentaje absoluto de rechazo gamma en presencia de neutrones (GARRn):** La GARRn está definida como la eficiencia absoluta en la presencia tanto de fuentes de neutrones como de rayos gamma dividido entre la eficiencia absoluta de detección en presencia de fuentes de neutrones. Debe ser $0,9 \leq \text{GARRn} \leq 1,1$ para una tasa de

exposición de 10mR/h ante una fuente de ^{60}Co (Kouzes *et al.*, 2009)

$$\text{GARRn} = \frac{\varepsilon_{\text{absyn}}}{\varepsilon_{\text{absn}}} \quad (2.29)$$

En adición a estos requisitos, los detectores alternativos a los instalados en RPMs deben cumplir los requisitos de la norma ANSI N42.35 (ANSI, 2006), la cual indica que todo detector en evaluación para detección de neutrones debe ser probado ante una fuente de ^{252}Cf (reference neutron radiation); la distancia a evaluar debe estar entre 200 cm y 250 cm, ya que los monitores de cada lado se colocan a 5 m, para el paso del vehículo con una fuente de emisión de $2 \times 10^4 \text{ n/s} \pm 20\%$, la cual deberá estar blindada en una cápsula de 1 cm de acero y 0,5 de plomo para la emisión de rayos gamma provenientes de la fuente. Para evaluar las interferencias por rayos gamma se utilizará una fuente gamma, como el ^{137}Cs , con el fin de incrementar el fondo por gammas a un mínimo de tasa de exposición de 10 mR/h, colocada en el centro geométrico del detector durante 1 min.

Para el DHS, es estricto el requisito de que los detectores de neutrones no produzcan falsas alarmas, siendo que la presencia de neutrones en una alarma es un indicador de la posible presencia de plutonio, dicha alarma significa la activación automática de un procedimiento significativo de respuesta. Esto complica la búsqueda de alternativas de sustitución para el ^3He , ya que la señal de neutrones que se busca puede ser de tan solo unas pocas cuentas por segundo sobre la tasa natural de fondo natural, comparativamente baja con las tasas de gamma, para el caso de detectores de material radiactivo, para los detectores de PVT o NaI(Tl) que son algunos ordenes de magnitud mayores. Puesto que también puede haber fuentes que provocan grandes tasas de conteo de rayos gamma común y rutinariamente en el comercio, debe ser un requisito estricto, el que los detectores de neutrones no generen falsas alarmas debido a la presencia de campos de rayos gamma (Kouzes *et al.*, 2010a).

La alternativa ideal de reemplazo deberá ser entonces de fácil ubicación en el tamaño apropiado, es decir dentro de los espacios actualmente utilizados dentro de los sistemas RPM, robusto, fiable,

preciso, que no responda en presencia de radiación gamma, seguros y de bajo costo. Debe conservar la misma capacidad de detección operacional de los sistemas actuales, con igual capacidad superándola (Kouzes *et al.*, 2010b). Típicamente, las dimensiones de una caja de HDPE para los detectores de ^3He , es de $30,5 \times 12,7 \times 215 \text{ cm}^3$ y suele tener una eficiencia de 20 cps para una fuente de ^{252}Cf de 20.000 n/s a 200 cm desde el centro geométrico del tubo detector, y si se tienen dos tubos, el conteo es de 32 cps en el centro geométrico de la caja HDPE (Lacy *et al.*, 2011).

2.8 Tecnologías alternativas al uso de ^3He

Entre las tecnologías de detección de neutrones disponibles, solo cuatro de ellas se identifican con la madurez suficiente para ser potencialmente aplicables para su uso como detectores de neutrones en los RPM en un futuro próximo. Estas cuatro tecnologías están comercialmente disponibles y han sido probadas como una posible alternativa a las tecnologías de detección de neutrones para uso en los sistemas RPM (Kouzes *et al.*, 2010a):

Contadores proporcionales de gas, BF_3 , detectores contadores proporcionales Revestidos con Boro (Siciliano and Kouzes, 2012), detectores de centelleo de fibra de vidrio con ^6Li y detectores de centelleo con fibra óptica para el desplazamiento de la longitud de onda de los destellos (Kouzes *et al.*, 2010a; Kouzes *et al.*, 2010b), en la siguiente Tabla 10, se muestra el resumen de estas cuatro alternativas (Kouzes *et al.*, 2010a)

En la Tabla 11, se puede observar la comparación de sistemas de neutrones comerciales a grandes rasgos.

Tabla 10. Resumen del desempeño de las tecnologías de detección de neutrones

Tecnología	Exposición (mR/h)	Eficiencia de detección absoluta (cps-ng ^{252}Cf) $\epsilon_{\text{abs n}}$	Eficiencia intrínseca rayos gamma $\epsilon_{\text{ing } \gamma\text{n}}$	GARRn $\epsilon_{\text{abs } \gamma\text{n}}/\epsilon_{\text{n}}$
Requerido	10	2,5	$1,0 \times 10^{-6}$	$0,95 < \text{GARRn} < 1,1$
^3He: 1 tubo	0	3,0 (2)	-	-
	10	2,2 (1)*	$8,0 \times 10^{-8}$	1,00
BF_3: 3 Tubos	0	3,7(2)	-	-
	10	No medido	$6,0 \times 10^{-9}$	-
Lithium – glass	0	1,7(6) [#]	-	-
	10	0,3(1) [#]	$1,0 \times 10^{-8}$	1,07
Coated-Fiber	0	2,0(1)	-	-
	10	1,8(1)	$1,2 \times 10^{-8}$	1,03

*Medido en una geometría diferente que se utilizó en la tasa de exposición cero (parte posterior del detector)

[#] Escalado por factor 5,4 para comparativa de sistemas a gran escala.

Tabla 11. Comparación de sistemas de detección de neutrones (comerciales)

Detector	Sensibilidad	γ -n separación	costo
^3He-tubo	1	1	Creciendo
BF_3-tubo	~0,2	1	Bajo
B-lined Tubo	~0,14	1	Bajo
^6Li fibra	1	~0,1	Medio
Fibra cubierta	~1	1	Alto

2.8.1 Contadores proporcionales de gas de $^{10}\text{BF}_3$

Los contadores proporcionales de gas de BF_3 son un reemplazo físico directo para los tubos proporcionales de ^3He , siendo una tecnología madura que tiene una sensibilidad gamma equivalente a los detectores de ^3He , pero inherentemente una menor sensibilidad de neutrones 1/5 (Segrè and Wiegand, 1947). Otra desventaja es que su presión interna está limitada para mantener unos voltajes operativos razonables (Kouzes, 2009). Se requiere modelado para determinar cuántos tubos deben ser colocados en un conjunto de detección de neutrones del tamaño actual de los tubos de ^3He , para que tenga una sensibilidad equiparable; y en definitiva no es una alternativa tan directa.

Otro inconveniente es que el BF_3 es un gas peligroso por su toxicidad y la degradación del tubo con el tiempo, por ello el transporte de este gas está sujeto a unas normas estrictas del Departamento de Defensa de los EE.UU., y en algunos casos se llega a prohibir (Kouzes *et al.*, 2010a; Kouzes, 2009).

Estos detectores utilizan típicamente ^{10}B enriquecido al 90%; uno de sus principales fabricantes de contadores proporcionales de BF_3 gas es LND (Oceanside, NY) (LND INC., 2017). En la Figura 16 se muestran algunos modelos de tubos de BF_3 (LND INC., 2017).

Figura 16. Contadores proporcionales de gas BF_3

2.8.2 Contadores proporcionales de gas con boro en pared

Si bien estos detectores pueden considerarse aptos como reemplazo físico directo de los detectores de tubos de ^3He , y no contienen material peligroso, su inconveniente principal es que tienen una eficiencia sensiblemente inferior, de $1/7$ ya que el absorbente de neutrones ^{10}B , está presente solamente en las paredes del tubo en lugar de ocupar todo el volumen del tubo; una alternativa sería aumentar la superficie de los tubos con un deflector interior (Dighe *et al.*, 2003; Dighe, 2007).

Es necesario utilizar modelos para determinar cuántos tubos harían falta para que tenga la sensibilidad de detección del tubo de ^3He , ocupando el mismo espacio de arreglo geométrico en los RPMs. Esta opción es seriamente considerada para reemplazo, como una de las mejores alternativas, y empresas como GE-Reuter Stokes están desarrollando prototipos que se espera que se aproximen a la

sensibilidad de un tubo de ^3He (Kouzes, 2009). En la Figura 17 se observan distintos arreglos de este principio de funcionamiento y el comercial de GE (Dighe *et al.*, 2003; GE, 2013).

Figura 17. GE-Reuter Stokes Boron-10 lined y esquemas de arreglos de Boron-lined proporcionales

Otra alternativa es un “multi pack”, de muy pequeños tubos de larga longitud, con el principio de recubrimiento de boro (*boron-lined*), dentro de un arreglo, “*Straw-tube*” tubos muy delgados (Kouzes *et al.*, 2010c; Lacy *et al.*, 2011) del que se han desarrollado prototipos que muestran un desempeño equivalente al de un detector de ^3He , con la geometría apropiada para ubicarlos dentro de los RPMs. La Figura 18 muestra el prototipo estudiado por (Lacy *et al.*, 2011).

Lacy *et al* (2011) proponen el estudio de distintos tubos de 4” de diámetro, recubiertos por capas de $^{10}\text{B}_4\text{C}$, enriquecido en ^{10}B . Esta propuesta puede ser de fácil fabricación y económica en grandes cantidades. La capa de ^{10}B suele ser de $1\mu\text{m}$. Dicho prototipo de detector con 63 “tubos pequeños” llamados “straws”, proporcionan una eficiencia ante una fuente de ^{252}Cf pequeña a 200 cm de distancia de $\sim 2,86$ cps-ng ^{252}Cf (Lacy *et al.*, 2011). En la Figura 18 se puede observar el prototipo con 63 varillas de ^{10}B .

Figura 18. Prototipo “BCS-Based” detector para pórtico

En estos detectores contadores proporcionales, la absorción de neutrones se hace en la superficie del interior del cilindro de metal. Las partículas cargadas resultantes de la reacción $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ entran en el gas inherente, dejando un rastro de ionización que es detectable. Dado que las partículas se generan en la pared, algo de esta energía se pierde en la propia pared, lo que resulta en una deposición de energía en el gas (Lintereur *et al.*, 2012), en la Figura 19 se puede observar otro prototipo de detección con el mismo principio de funcionamiento, desarrollado por el “Oak Ridge National Laboratory” (McElroy and Croft, 2008).

Figura 19. Prototipo del prototipo GERS NCC (ABUNCL)

2.8.3 Detectores de neutrones con fibra de vidrio recubierta de ^6Li

Es una tecnología originalmente desarrollada en el “Pacific Northwest National Laboratory (PNNL)” y comercializado por NucSafe (Oak Ridge, TN) (Seymour *et al.*, 1999; Seymour *et al.*, 2000); este

sistema puede ser equiparable a los detectores instalados en los RPM (en inglés, *lithium loaded glass detectors*).

Esta tecnología se fabrica con fibras de silicato de litio fibras de vidrio, dopado con Ce(III), con ^6Li enriquecido. Como propiedades interesantes presentan gran estabilidad en condiciones diversas de variaciones ambientales, cosa que no es observada en los contadores proporcionales de gas, pueden fabricarse en grandes dimensiones y ser utilizadas para detección de neutrones; otra ventaja también es su rugosidad y flexibilidad de forma (Kouzes *et al.*, 2008a). La desventaja es que la separación de rayos gamma y neutrones sigue siendo un problema, ya que tienen una baja eficiencia de detección intrínseca, menor discriminación de rayos gamma que los detectores de ^3He , y por el momento no consiguen la insensibilidad a rayos gamma requerida (Kouzes, 2009; Seymour *et al.*, 2000). No obstante, incluso con las desventajas mencionadas puede ser considerada como una opción si los tubos de ^{10}B no se consideran como alternativa (Kouzes *et al.*, 2008a).

El principio de funcionamiento, es por la reacción de captura que produce un ion de tritio y una partícula alfa α y energía cinética. El ion de tritio probablemente interactuará con un ion del cerio a través de interacciones coulombianas. Esta interacción resulta en la excitación de uno de los electrones de átomos de cerio. La desexcitación resultante del electrón produce un destello de luz. Este centelleo se propaga a través de la fibra de vidrio que actúa como su propia guía de onda (guía de luz). Las fibras se acoplan ópticamente a un tubo fotomultiplicador. En este punto, la luz se multiplica y se convierte en un pulso eléctrico que puede ser procesado y contabilizado. En la Figura 20 se observan las fibras con ^6Li , en centelleo (NUCSAFE, 1999).

El estudio reportado por (Kouzes *et al.*, 2010c) hace el análisis de un pequeño detector tipo “Backpack” de alrededor de unas 2,700 micro fibras, de dimensiones 50mm x 0,275mm x 25,4mm, con dimensiones externas de 0,26 X 0,50 X 0,10 m³, con polietileno de 19 mm de espesor en los lados y 38 mm posterior, con una placa de plomo de 35 mm de espesor en el frente del detector. En la Figura 21 se puede ver la

geometría externa del detector fabricado por NUCSAFE (Ely *et al.*, 2009). Los autores reportan que este detector presenta una eficiencia de detección de neutrones ante una fuente de ^{252}Cf a 200 cm de 1,7 cps/ng ^{252}Cf (escalado factor 5,4) la cual es inferior a los 2,5 cps/ng ^{252}Cf , lo que se sugiere que con escalarlo un factor 10 probablemente llegue a las cuentas requeridas. Por ello, también se pueden considerar como alternativa a los detectores de ^3He (Kouzes *et al.*, 2010b).

Figura 20. Centellador en fibras de vidrio de ^6Li y Ce^3

Figura 21. Detector Nucsafte estudiado por PNNL

2.8.4 Detectores de Centelleo $\text{ZnS}(\text{Ag})$ con adición de ^6Li

Los detectores de neutrones de estas características se componen al mezclar un centelleador con la adición de un material con alta sección eficaz ante los neutrones. El $\text{ZnS}(\text{Ag})$ es uno de los más antiguos centelladores inorgánicos. Se caracteriza por tener una alta eficiencia de centelleo, comparable con el $\text{NaI}(\text{Tl})$, utilizado básicamente para detección de partículas α . Se dispone solo de polvo policristalino y

debido a su opacidad, solo puede utilizarse en capas menores a 25 mg/cm² ya que tiende a absorber su propia luminiscencia; capas mayores pueden ser inutilizables, o bien encontrar la relación espesor más cantidad de ⁶Li/¹⁰B para detección de neutrones (Koontz *et al.*, 1954). En adición este puede ser utilizado para la detección de neutrones rápidos y térmicos si se añade ⁶Li o ¹⁰B (Lee *et al.*, 2011).

Usualmente el ZnS(Ag) con ⁶Li o ¹⁰B se encuentra ligado a un material ópticamente transparente como guía de luz (usualmente PMMA) y un material opaco como reflectante (aluminio-mylar) como protección y reflector de luz (Ianakiev *et al.*, 2010); en la Figura 22 se observa el arreglo geométrico básico de un detector de ZnS(Ag), y en la Tabla 12 (Lee *et al.*, 2011) las características principales del centelleador ZnS(Ag).

Figura 22. Centellador en fibras de vidrio de ⁶Li y Ce³

Tabla 12. Propiedades del ZnS(Ag)

Propiedad	Valor
Hendedura (cleavage)	Policristalino
Densidad (g/cm ³)	4,09
Longitud de onda emisión máx. (nm)	450
Menor longitud de onda de corte (nm)	330
Índice de refracción de emisión máx.	2,36
Campo fotoeléctrico [%NaI(Tl)]	130
Constante de decaimiento	110

Este tipo de detectores se han considerado como alternativa interesante de reemplazo, y algunas empresas siguen la investigación para su mejora, con algunos de estos detectores disponible comercialmente. El detector de neutrones con ⁶LiF/ZnS(Ag), es una tecnología desarrollada por *Saint Gobain Crystals and detectors* (Valley Forge, PA) y basada sobre la tecnología del Laboratorio de los Álamos (Browne *et al.*, 2001) y por “*Innovative American Technologies* (IAT; Coconut Creek, FL) (Kouzes *et al.*, 2010d), el cual es considerado como

un detector con buena sensibilidad ante la detección de neutrones y con una razonable separación neutrón-gamma.

Un estudio importante sobre este tipo de detectores se basa en un sistema tipo “sándwich” con los componentes ZnS/LiF, reemplazado por capas de ^6Li sobre microcapas del centelleador de ZnS(Ag) unido a un material ópticamente transparente el cual sirve como guía de luz y como moderador interno; al final se compone de uno o dos fotomultiplicadores donde la guía de luz termina; en la Figura 23 se muestra la configuración de este detector (Ianakiev *et al.*, 2010).

Figura 23. Configuración interna de ^6Li ZnS(Ag)

En el PNNL se han realizado diversos estudios sobre alternativas interesantes de reemplazo de los detectores de ^3He . En (Kouzes and Ely, 2010) se hace el análisis del detector de $^6\text{Li}+\text{ZnS(Ag)}$ de la marca *Symmetrica*; de este detector se realizó el estudio en el año 2010 de un prototipo, Figura 24, llamado NNS1000, reportando una eficiencia de 1,02 cps/ng de ^{252}Cf como prototipo, por lo que habría que escalarlo (a las dimensiones del SAI portal) a medidas similares a las de reemplazo físico de los detectores de ^3He , estimando que se podría conseguir una eficiencia de detección de unas ~ 4 cps/ng ^{252}Cf a 200 cm (Symmetrica, 2010); en la Tabla 13 se observa en nivel de rechazo gamma a diferentes campos de mR/h.

Figura 24. Prototipo inicial a escala $^6\text{Li}+\text{ZnS(Ag)}$

Tabla 13. Propiedades del ZnS(Ag)

Exposición [mR/h]	LiF/ZnS(Ag) Rechazo γ	GARRn
5	2,5X10 ⁻⁸	0,99
10	1,6X10 ⁻⁸	1,05
20	0,6X10 ⁻⁸	1,03
40	1,7X10 ⁻⁸	1,05

Este detector está disponible comercialmente con dimensiones escaladas, de dimensiones exteriores de 0,1m x 1,0m x 20 mm, con polietileno de alta densidad de 2,5 cm en sus laterales y 5,0 cm en el posterior, tal y como se observa en la Figura 25 (Kouzes and Ely, 2010).

Figura 25. El detector Symmetrica, calibrado por el PNNL

Otro modelo que está en el mercado es el fabricado por la empresa *Saint-GoBain*, BC-704, ⁶LiF/ZnS(Ag), del cual se realizaron varios estudios, (Iwanowska *et al.*, 2012) y se evaluó en el reporte del PNNL (Kouzes *et al.*, 2010e), el cual consiste en cuatro placas cada una de 0,127 m x 0,635 m con un solo fotomultiplicador, y esas cuatro placas montadas en una caja de polietileno de 28,6 mm en todos los lados, como se observa en la Figura 26. Dicho informe evalúa la eficiencia de detección de esta geometría midiendo alrededor de ~2 cps/ng ²⁵²Cf, muy cercano a los 2,5 cps/ng ²⁵²Cf establecidos en el mismo laboratorio (PNNL) como requisito para ser equiparable en detección al ³He.

Otros estudios del PNNL con centelleadores ${}^6\text{LiF}/\text{ZnS}(\text{Ag})/{}^6\text{Li}/\text{ZnS}(\text{Ag})$ concluyen que este tipo de detectores son una alternativa interesante para reemplazar los detectores de ${}^3\text{He}$ (Ely *et al.*, 2013).

Figura 26. BC-704 Saint-Gobain ${}^6\text{Li}/\text{ZnS}(\text{Ag})$

2.9 Método Monte Carlo

Desde la antigüedad, la toma de decisiones con base en la observación de fenómenos aleatorios se utilizaba, cuando los israelitas lanzaban una especie de dado para “adivinar” la voluntad de los Dioses (dioses, Urim o Thummim) ante alguna circunstancia determinada, por ello y otros hechos se sabe que el empleo de variables aleatorias en los cálculos matemáticos tiene varios siglos de historia (Cornejo-Díaz, 2009). La simulación por ordenador mediante el método Monte Carlo es una técnica establecida en las investigaciones de Física de las radiaciones ionizantes, este método permite tener respuestas viables ante cuestiones importantes siempre con una apropiada representación de historias repetitivas, es un proceso numérico ampliamente utilizado que permite a las personas estimar respuestas a una amplia variedad de problemas (Dunn and Shultis, 2010).

El código de Monte Carlo se atribuye generalmente a los científicos que trabajaron en el desarrollo de armas nucleares en Los Álamos durante la época de los 1940s (en el desarrollo del proyecto Manhattan, cuyo fin era fabricar la bomba atómica) (Ródenas-Diago, 2005), sin embargo sus raíces se remonta a más tiempo atrás, pero fue hasta 1949 que se dio el nombre de Monte Carlo al método en un

artículo publicado por Metrópolis y Ulam (Vega-Carrillo, 2010a; Metropolis and Ulam, 1949).

El empleo de variables aleatorias en los cálculos matemáticos tiene ya varios siglos de historia, por ejemplo en 1777 se describió un método para estimar el valor de la constante π a partir del número de veces que una aguja lanzada al azar sobre una superficie plana, intercepta alguna de las líneas paralelas dibujadas de manera equidistante en dicha superficie, por Buffon, 1777, llamada así “la aguja de Buffon” (Montes-Suay, 2013). Siguiendo aplicaciones se sucedieron tras el experimento de Buffon, por ejemplo en 1899 se utilizó el muestreo de recorridos aleatorios “*random walks*” en una dimensión para obtener aproximadas soluciones a ecuaciones diferenciales de tipo parabólico por Rayleigh y en 1901 por Lord Kelvin aplicó muestreo de variables aleatorias a la resolución de integrales durante sus trabajos sobre la teoría cinética de los gases (Cornejo-Díaz, 2009).

La simulación estadística de los procesos físicos a partir del muestreo de variables aleatorias que los caracterizan, se consolidó a partir de la segunda guerra mundial, cuando un grupo de científicos del proyecto Manhattan, hoy Comisionado de Energía Atómica de los Estados Unidos de Norteamérica, aplicó este procedimiento al estudio del transporte de neutrones y al cálculo de su coeficiente de multiplicación en materiales fisiles. Lo que a la simulación estadística le llamaron Método Monte Carlo, nombre que se le debe a la Ciudad del principado de Mónaco, célebre por sus casinos, y considerada la cuna de los juegos de azar (Cornejo-Díaz, 2009).

El método Monte Carlo se considera más experimental que un método numérico, ya que se realiza un modelo sobre el cual se transportan las partículas tal y como suceden en la naturaleza (Vega-Carrillo, 2010a). Es una técnica de cálculo-experimental que se basa en el muestreo aleatorio repetido para predecir el comportamiento de un sistema. En lugar de tratar de predecir como interactúa un solo neutrón, el método calcula como una fracción de una gran cantidad de neutrones interactúa. Los neutrones se definen en un cierto punto del espacio y una energía, y viaja a través de la distancia por su libre

albedrio, medio y longitud de trayecto en el material. Al final de cada paso una interacción es seleccionada basada con la sección eficaz de la interacción con el material de interés, tales como fugas de neutrones o hasta que es absorbido (Pedicini, 2013).

La simulación estadística se basa en la creación de un modelo estocástico del sistema bajo estudio, de forma que los valores buscados de las magnitudes físicas que caracterizan al sistema se deducen a partir de los valores esperados de determinadas variables aleatorias. Estas variables se obtienen a su vez como combinaciones de otras variables aleatorias que describen los diferentes procesos acontecidos en el sistema.

Obviamente, dichas combinaciones dependerán del modelo estocástico construido. Se requiere entonces el muestreo reiterado de cada una de las variables aleatorias de los diferentes procesos, a partir de sus funciones de densidad de probabilidad. El muestreo de una variable aleatoria con cualquier distribución estadística es posible transformando convenientemente las realizaciones de una variable aleatoria estándar. Este es precisamente un patrón básico de la simulación estadística. De hecho, cualquier simulación estadística se apoya en la continua generación de variables aleatorias a partir de secuencias de números aleatorios con distribución uniforme en el intervalo (0,1). A partir de esta secuencia se desarrollará todo el proceso de simulación (Cornejo-Díaz, 2009).

2.9.1 Código MCNP

MCNP es un código de métodos Monte Carlo que se usa para emular el transporte de la radiación a través de un medio. Con este código se construye un modelo y se simula el transporte de la radiación. MCNP es el acrónimo de “Monte Carlo N-Particle Transport”, y es un código que ha sido usado y validado exitosamente en diversas aplicaciones (Vega-Carrillo, 2010a; Pedicini, 2013).

Se puede hacer un modelo para partículas de un solo tipo, neutrones, fotones o electrones o bien de forma acoplada neutrón-fotón, fotón-electrón, o neutrón-fotón-electrón (Briesmeister, 2000). La

base de cualquier análisis por simulación estadística es crear un modelo estocástico lo más similar posible al sistema real de interés, de forma que pueda caracterizar el comportamiento estadístico de cada uno de los procesos que lo conforman.

Estos procesos se muestrean de forma aleatoria y se cambian tal como ocurre en el sistema real a analizar. Después que el número de muestra es lo suficientemente grande y mediante técnicas de reducción de varianza se puede llegar a una conclusión del comportamiento de este sistema con un nivel más aceptable de incertidumbre, que permanezca dentro de los umbrales de incertidumbre (Palermo, 2014; Cornejo-Díaz, 2009).

Las simulaciones del transporte de las radiaciones ionizantes se aplica a diversos problemas que resulta complicada la resolución de las ecuaciones de Boltzman (Ecuación (2.30) de transporte) por otros métodos, como la optimización de parámetros de reactores nucleares, la obtención de coeficientes dosimétricos para la protección radiológica, la dosimetría clínica y al planificación de tratamientos de radioterapia, los cálculos de blindajes contra a las radiaciones ionizantes, el estudio de la respuesta de detectores de radiaciones ionizantes, entre otros casos (Cornejo-Díaz, 2009).

“La ecuación de transporte, el parámetro más importante es el flujo, $\phi(r, \Omega, E, t)$, que es una función de 8 variables, tres implícitas en el vector de posición r , tres en el vector de dirección, Ω , y otras dos en los parámetros escalares de energía, E , y tiempo, t . En cualquier instante de tiempo y para partículas cuya energía se encuentre entre E y $E+dE$, las variables que definen el flujo, conocido como sistema coordinado de espacio-fase, este sistema, el flujo es el número de partículas por unidad de área y de tiempo que se encuentran en la posición $r = f(r, \theta_0, \varphi_0)$, cuyas energías están entre E y $E+dE$ y que se mueven a lo largo del ángulo sólido Ω comprendido entre Ω y $\Omega+d\Omega$, haciendo un balance, en estado estacionario, de las partículas que entra y salen de dV se obtiene esta ecuación de transporte Boltzman” (Vega-Carrillo, 2010a).

$$\int_{E'} \int_{\Omega'} \Sigma_s(\vec{r}, E') p(E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E') d\Omega' dE + S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) - [\nabla \cdot \vec{\Omega} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)] = 0 \quad (2.30)$$

Es una herramienta muy poderosa de modelado, con el cual podemos tener un análisis muy completo de sistemas, debido a la inherente capacidad de acercarse a la realidad estimando soluciones y problemas matemáticos por medio de números aleatorios.

Es una propuesta general la energía continua y geometría generalizada tiempo dependiente, los rangos de energía van desde 10^{-11} a 20 MeV para códigos de versión X, y para fotón electrón de 1KeV a 1000MeV. Dispone de distintos métodos de contabilización o “tallies” para el caso de los neutrones 7, fotones 6 y 4 para electrones, con el código MCNP6 las energías son superiores.

Lo que concluye que el método Monte Carlo es una herramienta poderosa de solución del transporte de neutrones, fotones y electrones en medios complejos, aunque se existen varios códigos que usan este método en código; MCNP es el usado más frecuentemente ya que su utilización ha sido demostrada en forma extensiva (Vega-Carrillo, 2010a).

El MCNP utiliza distintos tipos de librerías de datos, incluyendo fichero XSDIR con las direcciones de las tablas de datos. 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).

Visualizar geometrías (VISED): Para la visualización de geometrías se hace uso del Visual Editor Consultants, (VEC), VISED (Schwarz and Schwarz, 2011). El Visual Editor¹⁻¹¹, fue desarrollado por usuarios de MCNP a quienes les surge la necesidad de visualizar de mejor manera las geometrías definidas en los archivos de entrada de los

códigos MCNP, los trabajos de desarrollo de este código iniciaron en 1992. El primer lanzamiento por el RSICC (*Radiation Safety Information Computational Center*), fue en 1997. El Visual Editor forma parte del paquete del código MCNP que es lanzado junto con la versión del código 5. En 2007, una concesión permitió que el VISED se adaptara por completo para trabajar junto con MCNPX (Schwarz and Schwarz, 2011).

El VISED permite al usuario configurar y modificar fácilmente a la vista de la geometría MCNP/MCNPX y determinar la información del modelo directamente desde la ventana de trazado. El editor también permite al usuario crear interactivamente un archivo de entrada con la ayuda de dos o más vistas trasversales dinámicas del modelo. Tiene la capacidad de:

- Vistas de la geometría en 2D
- Capacidad para trazar puntos de la fuente a verificar
- Vistas en 3D opcionales para ver trazos de partícula
- Capacidad dinámica para construir geometría mientras se visualiza a medida que va evolucionando
- Edición del archivo de entrada
- Entrada dinámica de los materiales, transformaciones e importancias
- Visualizaciones dinámicas de la trayectoria de la partículas, secciones transversales y recuentos
- Un asistente para ayudar a crear geometrías con bases definidas
- Asistente para crear celdas
- Importación y conversiones opcionales con archivos CAD de un archivo de entrada

La actual versión se ejecuta en Windows (Schwarz and Schwarz, 2011). Aunque en el manual no lo indica para Windows 10 el VISED también funciona correctamente.

El archivo de entrada puede realizarse en un block de notas, o NotePad++, fichero ASCII. La estructura del mismo, se explica en la Tabla 14, y se puede ver más claramente en los anexos finales de los ficheros de entrada, generados para esta tesis.

Tabla 14. 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.,

Las unidades del código, son [cm] para la longitud, [MeV] para la energía, [kT] para la temperatura, densidad atómica [$\text{b}^{-1}\text{cm}^{-1}$], densidad [g/cm^3] y sección eficaz en barns.

El MCNP está disponible para distintas plataformas y sistemas operativos, a diferencia de otros códigos Monte Carlo (EGS4, PENELOPE), MCNP se compila durante la instalación y los datos específicos de cada simulación se indican en archivo de entrada. El programa genera un archivo de salida con los resultados que se indican en el archivo de salida, como se observa en la Figura 27.

Definición de la geometría: se construye definiendo celdas o volúmenes obtenidos por intersección o unión de formas finitas delimitadas por superficies.

Tarjetas de superficies, “Surface cards”: se definen dando los coeficientes de sus ecuaciones analíticas, cada superficie se identifica con un número. Todas las superficies son infinitas, salvo esferas y toros. Cada superficie divide el espacio en dos regiones positiva y negativa; se mencionan las superficies en la Tabla 15, donde se notan las superficies más utilizadas, así como los macrocuerpos, Macrocuerpos que son superficies de 3D preexistentes que facilitan la

descripción de la geometría. Se incluyen por primera vez desde la versión MCNP5, se muestran en la tabla tres más usadas.

Figura 27. Esquema de los ficheros del MCNP

Tarjetas de Celdas, "Cell cards": las celdas son volúmenes que se definen combinando las superficies con operadores booleanos (jerarquía: intersecciones antes que uniones) cada celda se identifica con un número, las celdas pueden estar rellenas de material o bien al vacío.

Tarjetas de Datos:

Comando de materiales, "Material command": Tabla 16. Especifica la composición isotópica de los materiales de las celdas y las evaluaciones de las secciones eficaces que serán utilizadas en el problema a definir. Utiliza las librerías de datos nucleares *xsdir*. El movimiento térmico de los núcleos afecta a las reacciones de dispersión de los neutrones, por lo que se considera la ley de dispersión para los neutrones térmicos $S(\alpha, \beta)$, que tienen en cuenta los efectos de ligadura de los núcleos sobre las secciones eficaces.

Tarjetas de especificación de la fuente, "Source card": se queda definida por su descripción (forma y dimensiones) dirección de las partículas producidas (isotrópica, unidireccional, distribución

angular) espectro de energía, sitio de inicia y tiempo de emisión. Los cálculos de transporte comienzan con una fuente que puede ser fuente fija general (**SDEF**) o fuente de criticidad (**KCODE**).

Tabla 15. Superficies más utilizadas en MCNP

Símbolo	Tipo	Ecuación	Parámetros
P	Plano-general	$Ax + By + Cz - D = 0$	$A \ B \ C \ D$
Px	Plano-normal al eje X	$x - D = 0$	D
Py	Plano-normal al eje Y	$y - D = 0$	D
Pz	Plano-normal al eje Z	$z - D = 0$	D
S	Esfera general	$(x - \acute{x})^2 + (y - \acute{y})^2 + (z - \acute{z})^2 - R^2 = 0$	$\acute{x} \ \acute{y} \ \acute{z} \ R$
So	Esfera-centro en el origen	$x^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
Sx	Esfera-centrada en el eje X	$(x - \acute{x})^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\acute{x} \ R$
Sy	Esfera-centrada en el eje Y	$x^2 + (y - \acute{y})^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\acute{y} \ R$
Sz	Esfera-centrada en el eje Z	$x^2 + y^2 + (z - \acute{z})^2 - R^2 = 0$	$\acute{z} \ R$
c/x	Cilindro-paralelo al eje X	$(y - \acute{y})^2 + (z - \acute{z})^2 - R^2 = 0$	$\acute{y} \ \acute{z} \ R$
c/y	Cilindro-paralelo al eje Y	$(x - \acute{x})^2 + (z - \acute{z})^2 - R^2 = 0$	$\acute{x} \ \acute{z} \ R$
c/z	Cilindro-paralelo al eje Z	$(x - \acute{x})^2 + (y - \acute{y})^2 - R^2 = 0$	$\acute{x} \ \acute{y} \ R$
Cx	Cilindro- en el eje X	$y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
Cy	Cilindro- en el eje Y	$x^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
Cz	Cilindro- en el eje Z	$x^2 + y^2 - R^2 = 0$	R
MACROCUERPOS			
BOX	box $v_x \ v_y \ v_z \ a_x \ a_y \ a_z \ b_x \ b_y \ b_z \ c_x \ c_y \ c_z$	Caja	
RPP	rpp $x_{min} \ x_{max} \ y_{min} \ y_{max} \ z_{min} \ z_{max}$	Paralelepipedo rectangular	
RCC	rcc $v_x \ v_y \ v_z \ h_x \ h_y \ h_z \ R$	Cilindro	

Tabla 16. Estructura de “material command” de MCNP

m1	ZAID1	Fracción 1
	ZAID2 ...	Fracción 2 ...
	ZAIDn	Fracción n
mn= “n” indica el número del material a definir	Z Numero atómico A Numero másico ID Librería (opcional)	Densidad de material (+) Densidad atómica (átomos/barn cm) o fracción atómica si está normalizada a 1 (-) Densidad másica (g/cm ³) o fracción másica si está normalizada a 1

Los cálculos de este estudio se realizaron con una fuente fija en todos los casos con la tarjeta **SDEF**, en la Figura 28, se nota la estructura de definición de la fuente fija.

En algunos de los modelos (la mayoría, salvo fuentes monoenergéticas) que se realizan en este proyecto, para definir los parámetros de materiales, de neutrones resultantes de fisión espontánea y reacciones de fisión inducidas son caracterizadas por la

distribución de Maxwell, se realizaron con fuentes fijas de distribución continua, como se explica en la Figura 28.

Figura 28. Estructura de las fuentes fijas para el MCNP

En el uso con MCNP, el espectro de fisión es usado como alternativa al espectro de fisión Maxwell para la fisión iniciada de ²³⁹Pu y ²³⁵U, según la siguiente ecuación modelada en MCNP, espectro de fisión de watts (Pelowitz *et al.*, 2014) tomadas del manual de MCNP6 Tabla 3-64 página 211:

$$N(E)dE = \exp\left(-\frac{E}{a}\right) \sinh(\sqrt{(b * E)})dE \quad (2.31)$$

Donde N(E)dE es el número de neutrones emitidos con una energía E en el intervalo de dE en unidades de MeV.

Los coeficientes a y b por la fisión de ²³⁵U por los neutrones térmicos es de a=0,988 MeV y b=2,2489 MeV⁻¹ (94% enriquecido). Los

coeficientes a y b por la fisión de ^{235}U por los neutrones térmicos es de $a=0,799$ MeV y $b=4,903$ MeV⁻¹ (70% enriquecido). Los coeficientes a y b para el ^{239}Pu para los neutrones térmicos son $0,966$ MeV y $b = 2,842$ MeV⁻¹ (“Watt fission spectrum” (-3 a b)) (Bias, 2002; Briesmeister, 2000; Spence, 2011). Para los coeficientes para el ^{252}Cf (-2 a $b=1,42$ “Maxwell fission spectrum” (-2 a) que es la temperatura de fisión del californio (Pelowitz *et al.*, 2014). Esto se engloba en la Tabla 17.

Tabla 17. Función probabilística de fuentes especiales

Espectro de fisión de energía de Maxwell donde a es la temperatura en MeV, $a=1,2895$ MeV Valor por defecto	$p(E) = CE^{1/2}\exp\left(-\frac{E}{a}\right)$	(2.32)
Espectro de fisión de Watt	$p(E) = C \exp\left(-\frac{E}{a}\right) \sinh(bE)^{1/2}$	(2.33)

Tarjetas contabilizadores, “Tally”: El comando Fn o “tally” especifica qué tipo de información se requiere obtener el usuario del cálculo de MCNP, la estructura y tipos de contabilizadores se observa en la siguiente en la Tabla 18.

Tabla 18. Tipos de contabilizadores “tally” MCNP

Tally	Descripción	Fn unidad	*Fn unidad
F1:<pl>	Corriente a través de una superficie	Partículas	MeV
F2:<pl>	Fluencia en una superficie	Partículas/cm ²	MeV/cm ²
F4:<pl>	Fluencia en una celda	Partículas/cm ²	MeV/cm ²
F5a: N o P	Fluencia en un punto o anillo	Partículas/cm ²	MeV/cm ²
F6:<pl>	Energía depositada en una celda	MeV/g	Jerks/g
+F6	Calentamiento	MeV/g	N/A
F7:N	Deposición de energía (fisión) en una celda	MeV/g	Jerks/g
F8:<pl>	Distribución de pulsos en un detector	Numero de pulsos	MeV
+F8:<pl>	Deposición	Carga	N/A

La denotación es fn: partículas/celdas-punto, donde n es en número que corresponde del 1-8, que identifican el número de tally deseado, denotando el tipo de partícula n para neutrones p para fotones y e electrones, celda es el número correspondiente a la celda a evaluar el recuento, o bien el punto con detectores de algún diámetro en el que se quiere evaluar el recuento. Para determinar el número de reacciones

en el detector se utiliza en todo momento en tally f4 que es un estimador de fluencia en cm-2 en la celda o celdas a considerar, es decir:

$$\iiint \Phi(\vec{r}, E, t) dt dE \frac{dv}{v} \quad (2.34)$$

Por el producto de la reacción (107) (Pelowitz *et al.*, 2014) que determina las reacciones (n, α), ver anexos, se denomina;

F4:n (número de celda o celdas)

(C, numero material, numero de reacción)

Los parámetros control de ejecución; para especificar el modo de partículas, las importancias de los materiales, y el número total de historias necesarias o que se solicita que haga el código.

mode n,p,a,e (según)

imp: (modo de partícula) esto se puede colocar junto de cada celda o indicarla en orden al final en esta misma sección.

nps (número de historias)

Capítulo 3

Materiales y Métodos

3 Materiales y Métodos

3.1 Detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$

Los detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ empleados en esta tesis son una serie de detectores fabricados por la empresa BridgePort Instruments LLC (BPI) (“Bridgeport Instruments LLC,” 2016) en Austin, Texas. Estos detectores se denominan comercialmente R2D-NT y son altamente sensibles a la detección de neutrones, lo que los convierte en un interesante reemplazo para los contadores proporcionales de gas de ^3He . Estos detectores pueden ser fabricados a demanda según las necesidades del cliente, desde detectores para mochilas “*backpack detectors*” hasta detectores para pórticos “*paddle detectors*”.

3.1.1 Principio de funcionamiento $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$

Los isótopos de ^3He , ^6Li y ^{10}B son los más utilizados para la detección de neutrones, ya que presentan una buena sección eficaz en su reacción con los neutrones, los cuales producen partículas cargadas secundarias que permiten la detección indirecta. Debido a la abundancia natural del ^3He en la tierra, que es del 0,000137% (1,37 partes por millón), se requiere la adopción de otras tecnologías de detección de neutrones, especialmente en el campo de la seguridad nacional, en el que se requieren despliegues de gran volumen de litros de ^3He (Lacy *et al.*, 2011; Balem, 2010).

El ^{10}B y ^6Li tienen respectivamente un 70% y un 17% de la sección eficaz del ^3He para neutrones térmicos (Balem, 2010; Curtis-Stephan, 2003). En las ecuaciones 3.1, 3.2 y 3.3 se muestran las secciones eficaces de estos tres elementos, en este orden ^3He , ^{10}B y ^6Li respectivamente.

$$0,764 \text{ MeV} (\sigma = 5333 \text{ barns})$$

$$^3_2\text{He} + n \rightarrow p + ^3_1\text{H} \quad (3.1)$$

$$2,310 - 2,792 \text{ MeV } 94\% - 6\% (\sigma = 3840 \text{ barns})$$

$$^{10}_5\text{B} + ^1_0n \rightarrow ^7_3\text{Li} + ^4_2\text{He} \quad (3.2)$$

$$4,78 \text{ MeV} (\sigma = 940 \text{ barns}) \quad (3.3)$$

El ${}^6\text{Li}$ no es tan buena opción con respecto al ${}^{10}\text{B}$, debido a que en la naturaleza su abundancia es de tan solo un $\sim 7,5\%$ y para contar con una buena cantidad de este isótopo hay que usar procesos de enriquecimiento, los cuales encarecen su obtención. Es necesario enriquecerlo para poder ser utilizado como material para detección de neutrones. Por otro lado, la abundancia del ${}^{10}\text{B}$ es mayor de un $\sim 19,8\%$ por lo que su enriquecimiento es menos costoso; además, el boro se podría utilizar sin necesidad de enriquecerlo (Mcmillan and Marsden, 2010).

Uno de los centelleadores inorgánicos más utilizados para la detección de partículas α es el ZnS(Ag) , que se caracteriza por tener una alta eficiencia (Lee *et al.*, 2011). En adición al ${}^{10}\text{B}$ o el ${}^6\text{Li}$, también puede ser utilizado para la detección de neutrones ligados a algún material ópticamente transparente que actúe como guía de luz. En el estudio realizado por (Koontz *et al.*, 1954) reportaron desde ese año que el ZnS(Ag) con adición de ${}^{10}\text{B}$ proporciona una alta eficiencia de detección de neutrones con respecto a otros compuestos como el ${}^6\text{Li}$.

Los detectores de BPI se componen de una o más capas de sulfuro de zinc dopado con plata (ZnS(Ag)) con una mezcla de ${}^{10}\text{B}$, de alto enriquecimiento, en este caso de hasta un 95% de ${}^{10}\text{B}$ y un 5% de ${}^{11}\text{B}$, con aproximadamente $\sim 0,17$ mm de espesor, ${}^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$. La detección de los neutrones se hace de manera indirecta, mediante la reacción secundaria del neutrón en el ${}^{10}\text{B}$: ${}^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha){}^7\text{Li}$. La partícula α resultante produce un destello en el ZnS(Ag) el cual viaja a través de la guía de luz, en este caso de polimetil metacrilato, PMMA, para llegar a un fotomultiplicador, PTM, produciendo una cuenta debida al neutrón. El PMMA, además de actuar como guía de luz es un moderador interno para los neutrones, dicho efecto de moderación se estudia en este capítulo en el apartado 3.5.5 y en capítulo 4 apartado 4.2.3.

Por el exterior los detectores están recubiertos por una micro capa de reflector de aluminio *Al-mylar* de $\sim 8\mu\text{m}$, cuya función como el propio nombre indica, es reflejar la luz generada en el interior para no dejarla escapar del sistema, encargándose también de reflejar la luz exterior

para evitar que penetre en el detector. Es decir, los detectores son básicamente compuestos de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, una guía de luz (PMMA), un reflector externo y un PTM. La cantidad de capas sensibles y su geometría siempre dependerá de cada detector. Este principio básico se muestra en la Figura 29.

Figura 29. Principio de funcionamiento detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$

Mediante un ordenador se realizan los ensayos con los detectores, utilizando el programa IgorPro, eMorpho® (ver Anexo 1). El detector se alimenta a través de un puerto USB por medio de una fuente externa conectada a un conector de 8 pines EN3m GPIO. El detector incluye un PTM, con un 3,3V y 5V (TTL) salida de pulso, el cual opera entre -40°C a 60°C . El programa procesa la señal digital en tiempo real mediante el análisis de ancho de pulsos; separando las detecciones producidas por “ruido”, es decir por rayos cósmicos y rayos gamma, de las que producen los neutrones propios de una fuente.

El detector comienza el conteo de neutrones tan pronto se suministra energía, con opciones de inicio-detener-reiniciar (Bridgeport Instruments LLC, 2010).

3.1.2 Detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ en la UPM

Los detectores de neutrones que la Universidad Politécnica de Madrid, UPM, ha adquirido para este proyecto son los siguientes:

- R2DNT-nDet2x7 (**N-7**), una unidad,
- R2DNT-nDet2x27 (**N-27**), dos unidades
- R2DNT-nDetBrick 15x9x1,25 (**N-15**), dos unidades, diseñados para mochilas tipo “back pack detector”

- R2DNT-6x48x1,5 (**N-48 o NR-48**), un equipo tipo “*paddle detector*”.

Dichas configuraciones externas se observan en la Figura 30.

Figura 30. Detectores de la UPM-LMN de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$

Los detectores N-7 y N-27 son de geometría cilíndrica de dimensiones 6,40 cm de Ø por 38,40 cm de largo y 6,40 cm de Ø por 104 cm de largo, respectivamente. Ambos con una sola capa sensible de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ aproximadamente de ~0,17 mm de espesor ligado a un cilindro de PMMA.

El detector N-7 se ha utilizado básicamente para ensayos, para familiarizarse con el uso de estos detectores. Ambos detectores N-7 y N-27 cuentan con un moderador de polietileno de alta densidad, HDPE, externo de 25 mm frontales y de 50 mm en los laterales como se observa en la Figura 31.

Figura 31. Detectores N-27 y N-7

Los detectores N-48 y N-15 son de geometría rectangular tipo “Sándwich”, cada uno con 5 capas sensibles de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ ligado a cuatro placas de PMMA de $\frac{1}{4}$ ” (0,635 cm) de espesor cada una. La configuración interna de cada geometría, circular y rectangular, se observa en la Figura 32. Las capas sensibles tienen un espesor idéntico, de ~0,17 mm en todos los detectores actuales de BPI.

Figura 32. Esquema interno de los detectores cilíndricos y rectangulares de neutrones $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$

El detector N-15 tiene medidas exteriores de [37 x 23,5 x 6,5 cm] y el detector N-48 de [141,5 x 15 x 6,5 cm], cada uno con un moderador propio.

Los detectores N-15 tienen dos moderadores cada uno; uno de 48 mm en el lado derecho, izquierdo y posterior, 36 mm en el superior e inferior y 24 mm de HDPE en la cara frontal que será denominado a partir de aquí como **24+36+48 mm HDPE**. Este moderador es utilizado siempre para realizar las medidas. Y el otro moderador menor, de 12 mm frontales y 24 mm en todos sus extremos, denominado **12+24 mm HDPE**, (24+36+48 mm HDPE y 12+24 mm HDPE).

El detector N-48 cuenta con un moderador de 50 mm en todas sus caras excepto en el frontal, donde tiene una capa de 25 mm de HDPE, denominado **25+50 mm HDPE**. En la Figura 33 se observan los moderadores de los detectores N-15 y N-48. Los detectores de la UPM se recogen en la Tabla 19.

Figura 33. Detectores N-15 y N-48 desnudos y con los moderadores respectivos

Tabla 19. Detectores $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ existentes en la UPM

Detector	Geometría			HDPE Moderador	Unidades
	Cm	Cm	cm		
N-7	6,4 Ø	17,8	-	25+50 mm	1
N-27	6,4 Ø	68,6	-	25+50 mm	2
N-48	122	15	4	25+50 mm	1
N-15	23	33	4	12+24 mm / 24+36+48 mm	2

Para conocer el funcionamiento y el alcance de estos detectores se han realizado diversas medidas y modelos con el código MCNP.

Una vez que se adquieren los detectores se comienza con un proceso de ajuste y calibración, dicho proceso se describe en el siguiente apartado.

3.2 Optimización de los parámetros iniciales

En todos los detectores de BPI, al ser conectados al ordenador con el programa de adquisición de datos eMorpho® se realiza la carga de los parámetros definidos por el fabricante para la alta tensión, HV, y los parámetros P1 y P2, de discriminación de la forma de impulsos, además de todos los demás parámetros que se explican en el Anexo 1. Cada detector se entrega con un archivo inicial donde están almacenados todos los parámetros mencionados, lo cual es importante para tener respaldada la configuración original, ya que cada vez que conectamos el detector y cambiamos algún parámetro se almacenará para las siguientes conexiones.

Durante el trabajo de la tesis se desarrolló un procedimiento de ajuste y calibración, analizando y evaluando los parámetros de fábrica HV, P1 y P2, buscando la “*optimización de parámetros*” de cada detector.

3.2.1 Proceso de ajuste

El Ajuste y la calibración de los equipos de detección de neutrones se realiza con fuentes de neutrones calibradas, de acuerdo a la organización Internacional para la estandarización (ISO8529, 1989); las fuentes recomendadas incluyen fuentes de ^{252}Cf , ^{252}Cf moderada con D_2O , $^{241}\text{AmBe}$ y ^{241}AmB . El ajuste y calibración de los equipos de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ se ha realizado en el Laboratorio de Medidas Neutrónicas (LMN) del Departamento de Ingeniería Energética, DIE-UPM, cuyas características se describen a continuación.

Descripción del Laboratorio de Medidas Neutrónicas, LMN-UPM:

El Departamento de Ingeniería Energética de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, ETSII, en su área de Tecnología Nuclear, cuenta con un laboratorio de medidas neutrónicas, LMN. El laboratorio tiene unas dimensiones de 16,25 m de largo, 8,90 m de ancho y 8 m de altura; este espacio está dividido en dos secciones, separadas por un conjunto de bloques de hormigón como blindaje biológico, lo que permite aislar la zona de irradiación neutrónica del

resto del recinto, donde se encuentran los instrumentos electrónicos, el control de la fuente de neutrones y la puerta de acceso al laboratorio (Vega-Carrillo *et al.*, 2009).

Dentro del recinto se encuentran dos contenedores de blindaje, albergando cada uno sendas fuentes de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$. La fuente mayor, de 111 GBq de actividad nominal, es posicionada mediante un sistema neumático que se encarga de ubicarla sobre una bancada de irradiación situada en el centro del área de irradiación y que está provista de un sistema automatizado de posicionamiento, en el que se colocan los instrumentos a calibrar o irradiar en configuraciones reproducibles (Figura 34). Esta bancada de irradiación posiciona la fuente a 3 metros sobre el suelo, y a una distancia de hasta 200 cm respecto a los equipos a irradiar. También se dispone de una cuba de agua en la que se pueden realizar medidas de flujo neutrónico e irradiaciones con neutrones termalizados (Figura 34).

Figura 34. Fuente de $^{241}\text{AmBe}$ (111GBq) en la cuba de agua y bancada de irradiación (LMN-UPM)

La otra fuente de $^{241}\text{AmBe}$ tiene una actividad nominal de 74 GBq, y está almacenada en un contenedor tipo *howitzer* Nuclear Chicago (Figura 35) en el que también se pueden realizar irradiaciones controladas; las características del campo neutrónico en su entorno fueron analizadas en (Barros *et al.*, 2014). Esta fuente cuenta con medidas de seguridad que impiden al acceso no autorizado y el uso inadecuado de la misma.

Figura 35. Contenedor “*Howitzer*” Nuclear Chicago en el que se aloja una fuente de $^{241}\text{AmBe}$ (74GBq).

La caracterización experimental y mediante métodos de Monte Carlo del Laboratorio se realizó previamente en distintos estudios (Gallego *et al.*, 2004; Rubio-Oviedo, 2008; Del Valle, 2010; Vega-Carrillo *et al.*, 2012). El interior del laboratorio se puede ver en la Figura 36.

Adicionalmente, especialmente para este proyecto se adquirieron dos fuentes de neutrones de ^{252}Cf ($^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$), de 370 kBq de actividad nominal cada una. Su actividad inicial a la fecha de certificación¹ era de 44.000 n/s $\pm$ 15%, con una emisión de neutrones total de 88.000 n/s $\pm$ 15%, con $\sim 37,60$ ng de ^{252}Cf , tomando en cuenta que 1 ng de ^{252}Cf emite 2.340 n/s (Profio, 1976; Vega-Carrillo, 1988; Vega-Carrillo and Martínez-Ovalle, 2015). Para asegurar el almacenamiento de estas fuentes se alojan dentro de un contenedor de polietileno de dimensiones 15 cm de $\varnothing$ por 15 cm de largo, colocadas en el centro de un soporte portafuentes de polietileno de 90 mm de largo por 22 mm $\varnothing$, lo que representa que se tienen 7 mm de espesor de polietileno alrededor de la fuente, como se observa en la Figura 37; dicho soporte estará siempre en esa condición para realizar las medidas.

¹ Con certificado de calibración del día 21 de Mayo 2013, tipo de capsula A3036-2.

Figura 36. Laboratorio de Medidas Neutrónicas UPM (LMN)

En resumen, estas son las fuentes de neutrones con las que el LMN cuenta para realizar mediciones según las necesidades. Para el ajuste y calibración se necesita de un campo neutrónico conocido, que bien puede ser $^{241}\text{AmBe}$ o bien de ^{252}Cf . Las fuentes de neutrones ^{252}Cf se utilizan para evaluar la respuesta de los detectores cuantificando la eficiencia en cuentas por segundo por cada nanogramo de californio, cps/ng de ^{252}Cf , como sugiere tanto en la norma ANSI 42.35, como en el “*Pacific Northwest National Laboratory*” (PNNL), laboratorio de referencia para el estudio de alternativas a los detectores de ^3He (ANSI, 2006; Kouzes *et al.*, 2010a).

Figura 37. Fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ de $10\mu\text{Ci}$ y cilindro de almacenaje

Ajuste del detector N-15A:

El proceso de ajuste consiste en colocar dicho detector ante un campo conocido de neutrones; como puede ser frente al “howitzer”, sobre la bancada de irradiación con fuentes de $^{241}\text{AmBe}$ o de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, o bien delante de la cuba de agua de almacenaje de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$, incluso ante las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en cualquier otro punto del laboratorio, tal y como se muestra en la Figura 38.

Figura 38. Detector N-15 ante tres campos distintos de neutrones

En este caso se muestra el proceso y calibración para el detector **N-15A** con número de serie **eRC1091**. El proceso de calibración de los detectores es el mismo en todos los casos, pero a manera de ejemplo sólo se dan los resultados de este detector.

Se inicia conectando el detector al ordenador para que este cargue los parámetros por defecto. En la siguiente Figura 39 se

muestra la pantalla al inicio de las medidas, apenas tras ser conectado al PC, donde se advierte que los valores iniciales del N-15A son de 775 HV y P1=15 y P2=15, para la explicación de los demás parámetros véase Anexo 1.

Se selecciona el botón start/reset y comienza el conteo de neutrones, el conteo sólo corresponde en esa figura a modo de ejemplo.

Se ha elaborado un archivo en Excel como plantilla de ajuste y calibración (véase Anexo 2) donde todos los datos necesarios del proceso se van almacenando. Para este caso, se selecciona la fuente de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ de 111 GBq, la cual se ubica dentro de la cuba de agua, dicha cuba tiene 45 cm de radio, y el detector se posiciona a 100 cm con respecto al centro de la fuente. Una vez colocado el detector, se realizan distintas medidas variando los valores de alta tensión HV y los parámetros de discriminación de impulso P1 y P2. La variación de los parámetros de HV se selecciona en torno al valor dado por BPI, según se muestra en la Tabla 20. Con cada valor de HV se realizan dos medidas comunes, una con los parámetros P1=P2=1 y otra con P1=P2=15, esto es para dejar pasar todos los pulsos discriminando el valor dado por el fabricante que es de 15.

The screenshot displays the 'Neutron Counter Panel' software interface, divided into several functional sections:

- USB functions:** Includes 'Connect' and 'Disconnect' buttons.
- Scaler functions:** Displays 'Counting time, min' (0.4441), '# of neutrons' (5), and 'neutron rate, cpm' (11.2587). It features 'Start/Reset' and 'Stop' buttons.
- Controls:** Contains settings for 'HV PMT #1' (775), 'HV PMT #2' (0), 'PSA Time' (40), 'Parameter 1' (15), and 'Parameter 2' (15). It also includes a 'T-Bin' dropdown (21) and buttons for '==> EEPROM' and '<== EEPROM'.
- Advanced Controls:** A large section with numerous parameters:
 - Time bin:** 21
 - Baseline trigger:** 5
 - Energy trigger:** 20
 - Hold off:** 300
 - PSA time:** 40
 - Gain target:** 10000
 - Trace pretrigger:** 100
 - HV:** 775
 - PSA pattern:** 3855
 - HV 2:** 0
 - Gain:** 4
 - Emin:** 100
 - List mode type:** 1
 - CTRL13:** 128
 - Hex:** 0080
 - Run control:** 32768
 - Hex:** 8000
 - binary:** 1000, 0000, 0000, 0000
- Optical:** Includes 'Enable' (0), 'Trigger' (0), 'Pulse period' (13), 'Pulse width' (6), 'Double pulse separation' (0), and 'Optical control word 0x' (00CD).
- Globals:** Includes 'No. of Morphos' (0), 'Selected Morpho' (0), and 'Offline' (0).

Figura 39. Parámetros iniciales del detector N-15A

De cada una de las medidas se toman en cuenta los datos dados como neutrones y los datos dados como cuentas totales. Se seleccionan tres valores que tengan una diferencia relativa mínima entre ambas para pasar a la calibración, según se ve en los resultados de la Tabla 20 y Figura 40.

Tabla 20. Medidas del N-15A con distintos parámetros de HV y P1-P2

HV (V)		Medidas ²⁴¹ AmBe Cuba Agua (100 cm)					
		P1= P2= 15			P1= P2=1		
		Neutrones cpm	Señal	gamma	Neutrones cpm	Dif. gamma	Dif. relativa
HV-1	650	15668	18135	2468	16469	802	0,0512
HV-2	700	18318	20624	2307	18823	505	0,0276
HV-3	750	19691	23360	3669	20065	374	0,0190
HV-4	800	20479	30233	9754	20752	273	0,0133
HV-5	850	20997	46257	25260	21507	510	0,0243
HV-6	900	21363	79348	57985	22399	1036	0,0485
HV-7	950	21816	165348	143531	24734	2918	0,1337
HV-8	1000	22786	286585	263799	31501	8715	0,3825
HV-9	1050	25158	547660	522502	53649	28491	1,1325
HV-10	1100	30438	1344286	1313848	126034	95596	3,1407

Figura 40. Respuesta N-15A variando parámetros de HV y P1-P2

Los valores dados como cuentas por gammas se determinan por la resta entre los valores de las cuentas totales y las cuentas por neutrones y se reflejan en la quinta columna. Los valores de diferencia

en gammas de la séptima columna se determinan restando a los valores dados como cuentas totales con el ajuste ($P1=P2=1$) las cuentas por neutrones de la tercera columna. Con estos datos se determina la diferencia relativa entre los valores de neutrones y gammas.

Se seleccionan tres valores que corresponden a la mínima diferencia relativa, los cuales son cercanos al valor por defecto de HV de BPI para realizar la calibración correspondiente, los cuales son; **750 V, 800 V y 850 V.**

Con los tres valores seleccionados, HV-1 HV-2 HV-3, un paso previo a la calibración es realizar un DAQ (“*data acquisition*”) del programa eMorpho®, para cada uno de los valores de HV seleccionados. El programa genera un archivo de salida con un espectro de tres dimensiones, 3D, con el valor de los parámetros para los impulsos del detector. Para ver este espectro o histograma del DAQ, se obtiene un mapa de los niveles de los parámetros P1 y P2 y de su proyección para cada parámetro (se obtiene un espectro de neutrones y gammas).

Para obtener este espectro, se define un valor mínimo inicial de los parámetros, **$P1=P2=1$** y un número de historias “*Number of Buffers*”, por ejemplo 1000, en función del flujo neutrónico. Los espectros de los parámetros representan la frecuencia del tiempo de ascenso y descenso de los impulsos P1 y P2. Como se observa en la Figura 41, esta figura representa a modo de ejemplo el detector N-27.

En el histograma de los parámetros P1 y P2, se aprecia que las gammas y los neutrones forman “colinas” separadas por un “valle”; las gammas tienen parámetros bajos y los neutrones altos, con un máximo en $P1=5$ y $P2=5$. Para este caso del detector N-15, la figura corresponde a la realizada para el detector N-27A. Para separar los neutrones de las gammas, se selecciona el parámetro P1 y P2 del espectro que tiene un valor un poco superior al valle, este proceso también se puede realizar pasando los datos a un fichero de Excel para verificar *PAR2vsPAR1*.

Figura 41. Espectro de los parámetros de los impulsos dados por DAQ (N-27)

Se han seleccionado los parámetros $P1=P2=5$ y los tres HV con los que se trabajará en la siguiente etapa de calibración, HV 750 V $P1=P2=5$, HV 800 V $P1=P2=5$ y HV 850 V $P1=P2=5$. Todo este proceso de calibración se desglosa a continuación.

3.2.2 Proceso de calibración

La calibración consiste en medir los neutrones de un campo neutrónico conocido con cada uno de los HV, P1 y P2 seleccionados, fijados para cada alta tensión. Una vez seleccionado el campo neutrónico se realizan cinco medidas para cada caso de HV, en este caso se colocará el detector sobre la bancada ante las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ dos de $10\mu\text{Ci}$.

Calibración del detector N-15A:

Las medidas se realizan mediante bloques de tres medidas; una **primera medida**, sin fuentes en un punto fijado, esto es para determinar el fondo existente en el recinto y en el mismo punto donde se realizará la medida con neutrones; una **segunda medida** ante la fuente de neutrones seleccionada; y una **tercera medida** ante la fuente

de neutrones con conos de sombra correspondientes al ángulo sólido del detector según la ISO. La contribución de la dispersión de neutrones no debe ser superior a un 40% por lo que este procedimiento es importante para determinar la contribución real de los neutrones emitidos directamente por la fuente (ISO8529-2, 2000).

Dichas medidas nos permitirán distinguir la contribución de los neutrones directos y dispersos. En la fecha de las pruebas las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ proporcionan una intensidad de 67.229 n/s. Las fuentes se posicionan a 200 cm del centro del detector como se muestra en la Figura 42; estas tres medidas se realizan para cada tensión HV-1, HV-2 y HV-3 en el proceso de ajuste con los parámetros P1 y P2 seleccionados. Figura 42.

Figura 42. Medidas sobre la bancada con fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ (N-15A)

Después del primer bloque de tres medidas se realiza un segundo bloque de dos medidas; una **cuarta** medida ante fuentes gamma y una **quinta** medida en el mismo punto de las medidas anteriores con las fuentes gamma para determinar el fondo. Esto permite determinar las interferencias por rayos gamma de fuentes de actividad conocida, en este caso ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs y ^{60}Co , Figura 43.

Figura 43. Medidas con el detector N-15A ante un campo de rayos gamma con la fuentes situadas justo encima del mismo

Los criterios que se establecen para fijar los parámetros óptimos son; determinar el ***Límite de Detección estático, LD_E*** más bajo, ***el LD en presencia de gammas más bajo***, y el ***valor de mínima interferencia de las emisiones gammas***. Véase la hoja de cálculo completa en el Anexo 2. En la Figura 44 se muestra parte del archivo generado en este proceso. Con los datos de ambas Figuras 44 y 45, se determinan los tres criterios mencionados anteriormente.

HV-1	750	P1	5	P2	5				
Medidas en la bancada			740	kBq	Dist. del detector	200	cm	Angulo solido	0,0013
Medidas en la Bancada				Time	cpm	señal	Netas	Neutr. Emitidos/s	67228,90
	Fondo Sala		1671,00	212,0	501,2			Eficiencia total	Efi. Intrinseca
	Muestra		9,00	1473,7	1826,3	1262	312,8	cps/Mn/s	23,4% %
	Muestra y cono		9,00	584,4	897,8	372	92,3	cps/Mn/s	6,9% %
	Fondo Exterior		196,0	11,031	308,733	Fondo Referencia	0,154	+/- 0,008	cps
HV-2	800	P1	5	P2	5				
Medidas en la bancada			740	kBq	Dist. del detector	200	cm	Angulo solido	0,0013
Medidas en la Bancada				Time	cpm	señal	Netas	Neutr. Emitidos/s	67228,90
	Fondo		969,00	222,31	606,26			Eficiencia total	Efi. Intrinseca
	Muestra		7,00	1550,00	1988,86	1328	329,1	cps/Mn/s	24,7% %
	Muestra y cono		9,00	607,22	1002,78	385	95,4	cps/Mn/s	7,2% %
	Fondo Exterior		297,0	13,32	502,91	Fondo Referencia	0,222	+/- 0,007	cps
HV-3	850	P1	5	P2	5				
Medidas en la bancada			740	KBq	Dist. del detector	200	cm	Angulo solido	0,0013
Medidas en la Bancada				Time	cpm	señal	Netas	Neutr. emitidos	67228,90
	Fondo		1136,00	229,78	833,51			Eficiencia total	Efi. Intrinseca
	Muestra		11,00	1566,25	2227,88	1336	331,3	cps/Mn/s	24,8% %
	Muestra y cono		11,00	610,00	1290,09	380	94,3	cps/Mn/s	7,1% %
	Fondo Exterior		804,0	18,48	846,02	Fondo Referencia	0,308	+/- 0,005	cps

Figura 44. Datos de los tres HV seleccionados primer bloque de medidas

Para determinar el Limite de Detección Estático, $\mathbf{LD_E}$ del detector se utiliza la Ecuación 3.4; donde $\mathbf{F_s}$ es el fondo de la sala donde se realizan las medidas, $\mathbf{S}$ la sección de detección es decir el área del

detector, E_T la eficiencia total, E_I es la eficiencia intrínseca del detector respecto de la distancia fuente-detector (González-González *et al.*, 201 Gordon 2; González-González *et al.*, 2015; Knoll, 1999).

Medidas en el Laboratorio	Muestras gammas :	2330,0	kBq	Tasa de dosis	65,0	μSv/h
Parámetros fijados en detector	PMT-1	750	PMT-2	0	Par-1:	5
Medidas en la Bancada	Time	cpm	señal	Gamma	Par-2 :	5
Fondo Sala	196,0	11,03	308,7		Incertidumbre	+/- 0,608
Muestra gamma	309,0	11,20	1011,8	0,17	Valor de la interferencia	3,2E-09
Medidas en el Laboratorio	Muestras gammas :	2330,0	kBq	Tasa de dosis	65,0	μSv/h
Parámetros fijados en detector	PMT-1	800	PMT-2	0	Par-1:	5
Medidas en la Bancada	Time	cpm	señal	Gamma	Par-2 :	5
Fondo Sala	297,0	13,32	502,9		Incertidumbre	+/- 0,669
Muestra gamma	284,0	19,08	2492,4	5,76	Valor de la interferencia	6,48E-08
Medidas en el Laboratorio	Muestras gammas :	2330,0	kBq	Tasa de dosis	65,0	μSv/h
Parámetros fijados en detector	PMT-1	850	PMT-2	0	Par-1:	5
Medidas en la Bancada	Time	cpm	señal	Gamma	Par-2 :	5
Fondo Sala	804,0	18,48	846,0		Incertidumbre	+/- 0,651
Muestra gamma	849,0	70,50	6406,5	52,02	Valor de la interferencia	1,58E-07

Figura 45. Datos de los tres HV seleccionados segundo bloque de medidas

$$LD_E = 7,5 \frac{\sqrt{F_s}}{E_T} = 7,5 \frac{4\pi d^2 \sqrt{F_s}}{S E_I} \quad (3.4)$$

El Límite de detección Estático, en presencia de varios emisores gamma (65 μSv/h en contacto), mide la influencia de las emisiones gamma y se calcula mediante la Ecuación 3.5, en la que C_γ son las cuentas por gamma, E_T la eficiencia total y F el fondo del entorno.

$$LD_{E\gamma} = 7,5 \frac{\sqrt{F + C_\gamma}}{E_T} \quad (3.5)$$

Para determinar el Valor de interferencias gamma $Interf_\gamma$ se emplea la Ecuación 3.6, donde C_γ son las cuentas por gamma y F_s el fondo del entorno, dividido entre las cuentas y la intensidad del campo por gammas $C_\gamma A_\gamma$. Los resultados se muestran en la Tabla 21.

$$Interf_\gamma = \frac{(C_\gamma - F_s)}{(C_\gamma A_\gamma)} \quad (3.6)$$

Con estos resultados se determinan los parámetros óptimos para obtener la mayor capacidad de detección de los neutrones y un mayor

rechazo a los impulsos de las emisiones gammas, los cuales son **HV=750 V, P1-P2=5**.

Tabla 21. Resultados de Límite de detección

		$LD_{E+\gamma}$	LD_E	Interf γ
HV-1	750	10359	10282	3,20E-09
HV-2	800	12850	10736	6,48E-08
HV-3	850	24537	12564	1,58E-07

Como conclusión, se ha desarrollado un procedimiento de **ajuste y calibración** que permite **optimizar los parámetros** de los detectores de BPI, para mejorar la capacidad de detección. Los resultados muestran un valor muy semejante al proporcionado por el fabricante, que era de HV-775 V.

Dos características importantes de los sistemas de detección son la eficiencia y el límite de detección (LD), expresados en intensidad mínima de la fuente. En la siguiente Tabla 22, se muestra un resumen de cada uno de los detectores y su alcance en cuanto al límite de detección.

Tabla 22. Resultados obtenidos con los detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$: Fondo, eficiencia total y LD calculado

Detector	Geometría		
	Fondo (cpm)	Eficiencia absoluta (cps/ 10^6 n seg $^{-1}$)	Límite de detección a 200 cm (n seg $^{-1}$)
N-7A	11,50	57,9	56715
N-27A	39,18	230,3	26317
N-27B	29,22	211,9	24703
N-48A	94,54	807,7	11656
N-15A	11,031	312,8	10282
N-15B	10,227	319,4	9695

3.3 Medidas a distintos ángulos con respecto al campo neutrónico

Con el objetivo de estudiar el comportamiento del detector N-15A a distintos ángulos de inclinación con respecto al campo neutrónico, se han realizado 13 medidas para conocer su desempeño. Dichas medidas fueron realizadas en el LMN-UPM sobre la bancada ante fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$.

Se coloca el detector sobre la bancada a 200 cm respecto de las fuentes; la primera medida, llamada 0°, está en posición perpendicular a la fuente a 90°, la inclinación se refiere al ángulo del detector; así se realizan 6 medidas más girando el detector de 10°, 20°, 30°, 40°, 50° y 60°, y otras 6 medidas más en dirección opuesta de -10°, -20°, -30°, -40°, -50° y -60°, dicho arreglo se refleja en la Figura 46. Se observa que la fuente se mantiene en una posición fija y el detector gira en torno al eje en 12 posiciones adicionales a la posición perpendicular de la fuente que se referencia como posición 0°.

Figura 46. Esquema de arreglo geométrico a distintos ángulos de inclinación sobre la bancada LMN ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200 cm de distancia

Las medidas, que se realizaron el día 12 de marzo del 2015, corresponden a una intensidad neutrónica de 54.788 n/s, es decir equivalente a 23,4 ng de ^{252}Cf . Tomando en cuenta que cada nanogramo de californio corresponde a 2.340 n/s (Profio, 1976), la eficiencia en cps/ng ^{252}Cf se muestra en la Tabla 23 y Figura 47.

Como cabía esperar, la mayor eficiencia del detector se observa en un ángulo perpendicular a la fuente de californio, aproximadamente entre +10° a -10°.

Figura 47. Respuesta del detector N-15A ante fuentes de neutrones $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a distintos ángulos de inclinación sobre la bancada LMN

Tabla 23. Medidas N-15A distintos ángulos en cps y cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$

Angulo	cps	cps/ng ^{252}Cf
-60°	11,60 ± 0,102	0,496 ± 0,004
-50°	13,43 ± 1,379	0,574 ± 0,058
-40°	15,15 ± 0,091	0,649 ± 0,003
-30°	16,49 ± 0,265	0,704 ± 0,011
-20°	17,40 ± 0,339	0,743 ± 0,014
-10°	17,68 ± 0,118	0,755 ± 0,005
0°	17,65 ± 0,306	0,753 ± 0,013
10°	17,29 ± 0,219	0,738 ± 0,009
20°	16,98 ± 0,533	0,725 ± 0,022
30°	15,84 ± 0,121	0,676 ± 0,005
40°	14,52 ± 0,149	0,620 ± 0,006
50°	13,12 ± 0,056	0,560 ± 0,002
60°	10,75 ± 0,109	0,459 ± 0,004

El detector responde con una mayor eficiencia cuando el ángulo solido está en posición casi totalmente perpendicular, pero muestra una respuesta muy parecida desde 30° de inclinación con respecto al campo de neutrones.

3.4 Ensayos con medidas estáticas y dinámicas

Para comprobar el desempeño de algunos detectores se han realizado medidas estáticas en los laboratorios de LMN-UPM,

Laboratorio de Ingeniería Nuclear, LIN-UPM y Laboratorio de Patrones Neutrónicos LPN-CIEMAT que permiten conocer la eficiencia de detección principalmente de los detectores N-48 y N-15. Para evaluar estos detectores, las medidas se realizaron con fuentes de ^{252}Cf debido que tienen un espectro parecido al del ^{239}Pu , de baja intensidad.

En el LIN se pueden albergar estas fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ de $10\mu\text{Ci}$ consideradas como exentas, las cuales pueden ser trasladadas con los previos permisos del Consejo de Seguridad Nuclear, CSN. Se realizaron medidas estáticas y dinámicas en el interior. Y la importancia de estos ensayos son las medidas dinámicas en el exterior, para evaluar la respuesta de los detectores (N-15) en condiciones más realistas de uso, tal y como sucede en los puntos aduanales.

3.4.1 Medidas estáticas LMN-ETSI Industriales

Se han realizado medidas en el LMN-UPM con las dos fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, las cuales fueron posicionadas manualmente en la bancada con pinzas de extensión para mantener la cercanía mínima posible.

Las primeras medidas estáticas se realizaron con la finalidad de conocer la eficiencia del $\text{ZnS}(\text{Ag})$, tanto de los detectores N-15 como del detector N-48. Ambas eficiencias se determinan con ayuda de métodos Monte Carlo, en este caso concreto con el código MCNPX. Primero, para el **detector N-15** se han realizado 7 medidas en distintos puntos de la bancada con las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, y en cada posición se realizó la medida del fondo correspondiente. Con ayuda de los modelos, en las mismas condiciones se han comparado para determinar el factor de eficiencia del $\text{ZnS}(\text{Ag})$.

Para el **detector N-48** el procedimiento ha sido distinto, ya que el detector se encontraba ya montado en el RPM en conjunto con un detector de PVT para la detección de gammas. Así que la eficiencia del $\text{ZnS}(\text{Ag})$ se ha determinado con la ayuda de un modelo que simula las mismas condiciones de medida realizadas en el LIN a 220 cm y comparando ambos datos. Se ha elaborado también un modelo en el LMN sobre la bancada a 200 cm para las fuentes de ^{252}Cf , comparándolas con la medida realizada; con esta información y con los

datos aportados por el fabricante se determina el factor de eficiencia del ZnS(Ag) para el N-48. Ambos procesos se explican en este apartado.

Medidas con los detectores N-15 (Bancada LMN):

Los detectores N-15, se posicionan sobre la bancada frente a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, en siete posiciones a 50, 75, 100, 125, 150, 175 y 200 cm de distancia; las medidas se realizan los días 10 y 21 de marzo de 2015. Los resultados se representan tomando en cuenta la intensidad de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ $Q = 53.106 \text{ n/s}$ del día 10 de marzo, corregida por decaimiento mediante la Ecuación 3.7 ley de decaimiento exponencial, siendo λ la constante de desintegración radiactiva del ^{252}Cf .

$$N(t) = N(o)e^{-\lambda t} \quad (3.7)$$

Todas las medidas tanto para el N-15A como para el N-15B, se corrigen por decaimiento para representar los resultados. Estas medidas se realizan con las fuentes dentro del soporte portafuentes de HDPE, de manera que todas las medidas siempre estarán moderadas por 7 mm de HDPE, como se muestra en la Figura 48. Para cada medida tomada con las fuentes se mide también el fondo para hacer la corrección correspondiente. Los resultados de estas medidas y de los modelos MCNPX para determinar el factor de eficiencia del ZnS(Ag) se explican posteriormente en el capítulo 4, en el apartado 4.1.1, para cada uno de los detectores N-15A y N-15B, respectivamente.

Figura 48. Medidas con $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ (N-15a a 200 cm) medida inicial en el LMN

Medidas con el detector N-48 (Bancada LMN):

La Figura 49 muestra las medidas estáticas para el detector N-48 con las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200 cm y del fondo sin fuentes. Se complementa con un modelo MCNPX en la misma condición de medida; los resultados y discusión se recogen en el apartado 4.1.1.

Figura 49. Medidas con el detector N-48 a 200 cm de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$

3.4.2 Medidas estáticas LIN- ETSI Caminos

Para poder realizar medidas en el LIN con pórticos que ya contenían los detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, N-48 y N-27, además de los dos detectores N-15, fue necesario trasladar las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ al LIN. Este laboratorio cuenta con un sistema automático para realizar las medidas dinámicas.

Medidas estáticas de los detectores N-15 en el LIN:

Las medidas estáticas fueron llevadas a cabo para los detectores de neutrones (N-15) a 220 cm ante fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ posicionadas sobre un trípode de aluminio con placas de polietileno para su colocación a 115 cm con respecto al suelo. Se emplean los dos detectores, N-15A y N-15B sobre un soporte de aluminio superpuestos uno encima del otro, N-15A (arriba) y N-15B (abajo) en posición horizontal tal y como se muestra en la Figura 50.

Figura 50. Sistema de detección de neutrones con dos detectores N-15A y N-15B medidas estáticas en el LIN a 220 cm respecto a las fuentes de ^{252}Cf UPM

Las medidas se realizaron en 5 minutos, en 3.000 intervalos continuos de 100ms; y en todos los casos con medidas adicionales del fondo por neutrones, que se realizaron con el doble de tiempo.

Ambos detectores están dentro de su moderador de 24+36+48 mm HDPE. Las medidas se realizaron el día 25 de noviembre de 2015, en el que las fuentes de neutrones tenían una intensidad corregida de 45.524 n/s, correspondiente a 19,45 ng de ^{252}Cf . La cercanía de los detectores con respecto a la pared es de tan solo 10 cm. Los resultados de estas medidas se recogen en el capítulo 4, en el apartado 4.1.2.

Medidas estáticas con el detector N-48 dentro de un RPM en el LIN:

Las últimas medidas estáticas se efectuaron con el detector N-48 dentro de un panel de pórtico ya construido, véase Figura 51.

Figura 51.- RPM, con N-48. Medidas estáticas en el LIN con el panel completo

En esta figura se puede observar el detector de neutrones N-48 dentro de su caja 25+50 mm de HDPE, colocado en el interior del RPM. Al lado se observa un detector de PVT para fotones gamma. No se aprecia en la figura una placa de plomo a manera de blindaje en la parte posterior del detector de PVT. La parte frontal presenta una placa de aluminio de 1mm, una placa de polietileno de 2 mm y una placa extra de aluminio de 1mm; estas placas se sitúan delante de los detectores, todo ello dentro de un soporte de hierro.

En la Figura 51 se observan las fuentes de neutrones sobre el trípode colocado a 220 cm de distancia con respecto al punto central del RPM y a 143 cm de distancia con respecto al suelo. El tiempo de medición ha sido de 5 minutos, en 3.000 intervalos continuos de 100ms, en todos los casos con medidas de fondo. Las medidas se llevaron a cabo el día 15 de enero de 2014, correspondiendo a una intensidad de 74.124 n/s, o su equivalente de 31,67 ng de californio (NCRP112, 1991).

Los resultados de estas medidas han sido de ayuda para determinar la eficiencia del ZnS(Ag) del N-48 que se detallan en el apartado 4.1.1.

3.4.3 Medidas dinámicas en el LIN-ETSI Caminos

Para evaluar la respuesta dinámica de ambos detectores N-15 y N-48 se analiza su eficiencia con fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en movimiento. Se representa el caso que se da en puntos aduanales donde el tránsito de vehículos es constante y la velocidad no excede de 2,2 m/s (8 km/h) al pasar sin detenerse. Para emular la sombra del vehículo cargado con las fuentes se tapan los sensores cuando circulan a través de los detectores, realizándose detecciones de 1 minuto en intervalos continuos de 100 ms.

Medidas dinámicas para los detectores de neutrones N-15:

Para las medidas dinámicas de los detectores N-15 se realizan las medidas el día 25 de noviembre de 2015, con una intensidad en neutrones por segundo de 45.524 n/s, equivalentes a 19,45 ng de ^{252}Cf . En este caso, no se utilizó el sistema automático del LIN y las fuentes se hicieron pasar manualmente; este arreglo se observa en la Figura 52.

Medidas dinámicas para el detector de neutrones N-48 en RPM:

Para las medidas dinámicas del detector N-48 se realizan las medidas el día 16 de enero de 2014, que corresponden a una intensidad de 74.071 n/s, equivalentes a 31,65 ng de ^{252}Cf .

Para simular el paso de las fuentes de neutrones se utilizó el sistema automático que emula dicho movimiento. En la Figura 53 se observa el arreglo geométrico de las medidas realizadas, el paso de las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ es aproximadamente a 220 cm de distancia con respecto al centro geométrico del RPM, y mediante el sistema automático de movimiento las fuentes se desplazan a 2,2 m/s aproximadamente (8 km/h).

Figura 52. Medidas dinámicas en el LIN con los detectores N-15A y N-15B

Figura 53. Medidas dinámicas en el LIN para el detector N-48 dentro de un RPM

Como es habitual, para cada una de las medidas realizadas se hacen también medidas del fondo para la corrección final de las cuentas debidas a neutrones; los resultados se explican en el apartado 4.1.3.

En el siguiente apartado se describen los ensayos realizados al medir en el exterior, donde la contribución de los neutrones

retrodispersados es únicamente debida al suelo; estas medidas se realizan sólo para los detectores N-15.

3.4.4 Medidas en el exterior

Intentando reproducir condiciones más similares a las de operación, como es el caso en puntos aduanales, donde la contribución de las paredes de un laboratorio no tenga efecto, se han realizado medidas en el exterior, estáticas y dinámicas como se hacen en aduanas al paso de un vehículo.

Medidas estáticas en el exterior para los detectores N-15:

Las medidas en el exterior se llevan a cabo en el LIN en el patio que se encuentra a un costado de dicho laboratorio, que es un sótano situado en medio de edificios de 9 plantas. Al tener edificios al lado sí tiene paredes, pero estas están muy alejadas del punto de medición, a diferencia del interior del laboratorio; este arreglo geométrico se muestra en la Figura 54. El sistema con los detectores N-15 sobre el soporte de aluminio se coloca a 220 cm respecto a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ y las medidas se realizan en un tiempo de 5 minutos en 3.000 intervalos continuos de 100ms.

Medidas dinámicas en el exterior para los detectores N-15:

Las medidas dinámicas se hicieron el día 25 de noviembre de 2015, con una intensidad de la fuente de 45.524 n/s, o sea equivalentes a 19,45 ng de ^{252}Cf . Estas medidas se realizan desplazando manualmente las fuentes de califronio-252 a una velocidad aproximada de ~2 m/s sin detenerse, para verificar la respuesta de detección de estos detectores con ese arreglo geométrico, tal y como se observa en la Figura 55.

Figura 54. Medidas estáticas en el exterior, LIN-Caminos UPM

Figura 55. Medidas dinámicas en el exterior, LIN-Caminos UPM

Se hacen cuatro medidas de 1 minuto cada una, además de una medida del fondo de neutrones, en 600 intervalos continuos de 100 ms, cuando se pasa con las fuentes. Los resultados y discusión se recogen en el capítulo 4, en el apartado 4.1.3.

3.4.5 Medidas estáticas LPN-CIEMAT

Las medidas tomadas con los detectores N-48 y N-15 en el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT, LPN-CIEMAT con fuentes de Californio de gran intensidad, $\sim 5,471 \times 10^8$ n/s, sobre la bancada a distintas distancias no concluyeron en resultados coherentes, debido a que en un campo tan intenso de neutrones los detectores presentan problemas por apilamiento de pulsos, dando resultados incoherentes. Se realizaron modelos para contrastar los resultados, véase Figura 56, donde se observa el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT, LPN. Figura 57, esquema de control de medidas del LPN.

Figura 56. Laboratorio de patrones neutrónicos LPN del CIEMAT, con fuentes de ^{252}Cf y $^{241}\text{Am/Be}$

Figura 57. Esquema de control de medidas del CIEMAT

3.5 Modelos para análisis por métodos de Monte Carlo

Mediante métodos de Monte Carlo, con los códigos MCNP5 (Briesmeister, 2000), MCNPX (Pelowitz, 2011) y MCNP6 (Pelowitz *et al.*, 2014) se han elaborado una serie de modelos para el estudio de estos detectores en los distintos montajes experimentales.

3.5.1 Modelado y estudio del campo neutrónico del LIN (MCNP5)

El estudio del campo neutrónico del LIN se realiza por la necesidad de conocer la influencia del fondo creado por las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ al ser trasladadas del LMN al LIN, garantizando asimismo la adecuada protección de las personas presentes en las operaciones. Además, el modelo desarrollado para el LIN se utilizará en los modelos detallados de cada experimento de los que allí se han efectuado.

El LIN cuenta con diversos equipos para el estudio de los detectores de PVT y de NaI(Tl) para fotones gamma, y también con un detector de neutrones de ^3He en un pórtico utilizado para investigación. Además, tiene dos RPMs armados con detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, detectores N-48 y N-27. En el patio (exterior) cuenta con 4 pórticos completos de investigación. Además dispone de un sistema automatizado para realizar medidas dinámicas sin necesidad de transportar las fuentes en forma manual.

Se trasladaron las fuentes del LMN al LIN en una caja de madera y poliuretano con HDPE en el interior, de dimensiones 340 x 360 x 350 mm con el objeto de realizar mediciones dinámicas y estáticas con estos detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, detectores N-27, N-15 y N-48.

Se constató la necesidad de estudiar el campo neutrónico en el LIN ante la presencia de las fuentes, ya que el fondo de neutrones aumenta de manera importante desde el momento en que las fuentes se empiezan a llevar al punto de medida, en concreto cuando las fuentes pasan por el segundo pasillo, saltando una señal de alerta por fondo alto.

Con ayuda de métodos Monte Carlo, con el código MCNP5, se realizó un modelo del laboratorio, definiéndose algunos escenarios para conocer el campo neutrónico con estas fuentes en distintos puntos del LIN.

Las fuentes descritas en el apartado 3.2 se colocan con su almacenaje y blindaje en el punto más alejado de los RPM, es decir de la zona de ordenadores o zona control. Este arreglo y modelo se puede observar en la Figura 58; ambas fuentes están colocadas dentro del soporte de HDPE, de 21mm por 90 mm de longitud de espesor, de frente a las fuentes de 7 mm de HDPE que son insertadas en un contenedor de HDPE de 150 x 150 mm.

Figura 58. Fuentes de ^{252}Cf en su almacenaje y el modelo MCNP5

El LIN presenta una forma irregular con dimensiones de 10 m de ancho máximo, 29,8 m de largo y 3,8 m de altura, con muros de 25 cm de espesor de hormigón. Se divide en tres secciones, pasillo A, pasillo B y pasillo C, para permitir su representación en los modelos MCNP, Figura 59.

El pasillo A se define como un pequeño almacén con escaleras. El pasillo B es el más estrecho con 5,96 m de largo por 3,70 m de ancho. Y el pasillo C es el más largo con 20,74 m por 10,0 m de ancho. En este último se tiene en cuenta para los modelos MCNP el pequeño laboratorio de investigación situado dentro del mismo LIN; con muros de falso plafón (pladur) con vidrios y aire en su interior. En este pasillo

C es donde se encuentran la mayoría de los RPM del LIN y la zona de control o de ordenadores.

Figura 59. Esquema en 2D del LIN

La zona de ordenadores es la principal zona de interés, situada en el pasillo C, donde se encuentran los ordenadores y las personas que controlan los sistemas al pasar las fuentes; todo este modelo se puede identificar mejor observando la Figura 60.

Figura 60. Modelo del LIN con el código MCNP5 vista VISED

Cuando estas fuentes son trasladadas al LIN, se colocan en la entrada del laboratorio, lejos de la zona de ordenadores, en el pasillo A. En el momento de realizar las medidas dinámicas hacen el recorrido por la ruta mostrada en la Figura 61. Los puntos rojos son 5 puntos de

cálculo en total, y determinan el lugar donde se realiza cada cálculo de los que se indican a continuación:

- **Caso 1:** Fuentes en pasillo A, almacenadas
- **Caso 2:** Fuentes en pasillo A, fuera del almacén
- **Caso 3:** Fuentes en pasillo B, en el centro del pasillo
- **Caso 4:** Fuentes en pasillo C, primer punto
- **Caso 5:** Fuentes en pasillo C, segundo punto

Figura 61. Recorrido de las fuentes y puntos de cálculo con el MCNP

Sólo se mostrarán los resultados más relevantes debido a la densidad de contenido. Los resultados dados por el código MCNP5 son en base a cada neutrón emitido, de manera que los resultados siempre deben ser multiplicados por la intensidad de la fuente, teniendo en cuenta la fecha de la medición. Se emplea la Ecuación 3.8; donde ϕ es el flujo Q la intensidad de la fuente y ϕ_{mcnp5} los resultados dados por MCNP.

$$\phi = Q \phi_{MCNP5} = \phi [n/s \text{ cm}^2] \quad (3.8)$$

De la misma manera, para determinar la dosis equivalente ambiental en un punto determinado, $H^*(10)$ en $\mu\text{Sv/h}$, dado que el resultado se obtiene en $[\text{pSv/sQ}]$ por cada neutrón emitido, se emplea la siguiente Ecuación 3.9, donde Q es la intensidad de la fuente (n/s) y $H^*(10)_{MCNP5}$ el resultado dado por MCNP.

$$H^*(10) = [H^*(10)_{MCNP5} \cdot 10^{-6} \cdot 3.600 \cdot Q] = H^*(10) \left[\frac{\mu\text{Sv}}{h} \right] \quad (3.9)$$

Con el contabilizador *Tally* F4 y la función *mesh* del MCPN5, se realizan los cálculos del campo neutrónico y de las $H^*(10)$ utilizando los factores de conversión de fluencia d neutrones a dosis de la publicación

ICRP 74 (ICRP, 1996), siendo el número de historias el necesario para obtener una incertidumbre aceptable menor al 3%.

A continuación se muestran para cada caso analizado dentro del LIN los resultados obtenidos, mediante gráficas, donde los ejes “x” e “y” representan las distancias en cm y el eje “z” representa la magnitud de la fluencia o $H^*(10)$ según el caso. También se muestran gráficas de contorno de la fluencia y de $H^*(10)$ según indique; tomando un radio aproximado de 50 cm desde las fuentes. De forma complementaria, otras gráficas muestran el campo neutrónico del LIN en 2D y en 3D.

Caso 1, Fuentes en pasillo A, almacenadas:

La Figura 62 muestra la fluencia de neutrones alrededor de la caja de transporte en un radio de 50 cm, en este caso 1 las fuentes se encuentran almacenadas. Nótese la presencia de la pared en el eje “Y”. Los valores de flujo de neutrones en el exterior de la caja están en torno a $5E-05$ n/cm² por cada neutrón emitido (aproximadamente en 40 cm).

Figura 62. Fluencia de neutrones por las fuentes de ^{252}Cf dentro del almacén

La Figura 63 muestra la fluencia por neutrones en todo el LIN. Esta grafica en 2D ha sido modificada quitando el espacio no perteneciente al laboratorio; pero en la gráfica 3D se observa también la fluencia que existe fuera del laboratorio debido a la presencia de estas fuentes. En la zona de ordenadores se nota un valor aproximado de $2E-09$ n/cm² por cada neutrón emitido de la fuente. **Caso 1: $2E-09$ n/cm² fluencia.**

Figura 63. Fluencia de neutrones (^{252}Cf) con las fuentes almacenadas en el LIN

En la Figura 64 se muestra la $H^*(10)$ en $\text{pSv}\cdot\text{s}^{-1}/\text{Q}$ por cada neutron emitido, el valor fuera de la caja con respecto del centro de las fuentes, que corresponde con su intersección, da un valor de $6\text{E}-03$ $\text{pSv}\cdot\text{s}^{-1}/\text{Q}$, es decir $6\text{E}-09$ $\mu\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}/\text{Q}$. **Caso 1: $6\text{E}-09$ $\mu\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}/\text{Q}$, dosis $H^*(10)$.**

Figura 64. $H^*(10)$ por neutrones debido a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ almacenadas

Caso 2, Fuentes fuera de la caja de transporte en pasillo A:

En el caso 2 se simula el momento en el que las fuentes son extraídas de su almacenaje para comenzar el recorrido hacia el pasillo C; por lo que las siguientes gráficas muestran el caso de las fuentes en el mismo punto que el caso anterior pero sin almacén/blindaje.

La importancia de estos cálculos es conocer el cambio del campo neutrónico en el momento de sacar las fuentes para ser utilizadas en los ensayos y la influencia que tienen en nuestro punto de interés, al final del pasillo C. La Figura 65 refleja la fluencia de neutrones por neutrón emitido en un radio de 50 cm. Se observa con respecto al punto anterior que la fluencia total de neutrones asciende de **5E-05 n/cm²** a **8E-05 n/cm²**, esto para 1ng de ²⁵²Cf, que corresponde a 2.340 n/s, equivale a ~0,19 n/s cm² por ng de ²⁵²Cf. La diferencia observada entre los casos 1 y 2 es que el flujo de neutrones por cada ng de ²⁵²Cf sube de ~0,12 n/s cm² por ng de ²⁵²Cf a ~0,19 n/s cm² por ng de ²⁵²Cf.

Figura 65. Fluencia de neutrones por ²⁵²Cf con HDPE fuera del almacén

En la Figura 66 se muestra la dosis equivalente ambiental por neutrones en un radio de 50 cm. Respecto al caso anterior, donde la dosis en el punto de 40 cm era de **~0,05μSv/h** por cada ng de ²⁵²Cf (2.340 n/s), en este caso, con las fuentes fuera de la caja, ha sido de **~0,16μSv/h** por ng de ²⁵²Cf a la misma distancia de las fuentes. Las fuentes son trasladadas mediante un brazo extensible que ayuda a mantenerlas a una distancia aproximada de 100 cm de la persona que las maneja.

Figura 66. $H^*(10)$ por neutrones ^{252}Cf en el soporte de HDPE pasillo A

En la Figura 67 se muestra la fluencia neutrónica en todo el LIN; nótese la diferencia entre los casos 1 y 2 ya que la fluencia por cada ng de ^{252}Cf pasa de ser $2\text{E-}09$ n/cm² a $4\text{E-}09$ n/cm², o su equivalente de $4,68\text{E-}06$ n/s-cm² por ng de ^{252}Cf a $9,36\text{E-}06$ n/s-cm² por ng de ^{252}Cf , en el punto donde están los ordenadores. **Caso 2: $4\text{E-}09$ n/cm², fluencia.**

Figura 67. Fluencia de neutrones por las ^{252}Cf fuera del almacén en LIN

En este punto, al final del pasillo C zona de control, el flujo de neutrones del recinto ha aumentado pero no de manera notable,

probablemente el exceso de fondo aún no supera el umbral definido y no hace disparar la alarma de los RPMs del laboratorio.

Caso 3, Fuentes en el pasillo B:

En el caso 3 sólo se presenta la gráfica donde se muestra la fluencia en todo el LIN. Simula justo el momento en que las fuentes son transportadas hacia el punto de medida, atravesando el pasillo de menor anchura. Se espera que el hecho de tener las paredes más cercanas a la fuente provocará la retrodispersión de neutrones también conocida como efecto de “*room return*” (Khabaz, 2015; Vega-Carrillo *et al.*, 2007), haciendo que el flujo aumente de manera más significativa en el punto de interés, en la sala de ordenadores.

Podemos observar en la Figura 68 como en la zona de ordenadores la fluencia ha aumentado significativamente, con dos órdenes de magnitud, pasando de $\sim 2\text{E-}09$ n/cm² (**caso 1**) o $4\text{E-}09$ n/cm² (**caso 2**) a $1\text{E-}07$ n/cm² por neutrón emitido en este **caso 3**. Este caso se corresponde además con las medidas realizadas y explicadas en el apartado 3.4.2 cuando los RPMs del LIN dispararon la alarma de exceso de fondo. **Caso 3: $1\text{E-}07$ n/cm², fluencia.**

Figura 68. Fluencia de neutrones en el LIN cuando las fuentes de ^{252}Cf pasan por el pasillo B

Caso 4, primer punto en pasillo C:

A continuación se muestran los resultados del cambio de campo neutrónico debido a las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en el pasillo C. En la Figura 69 se torna difícil diferenciar el cambio, ya que permanece en el mismo orden de magnitud, dando una fluencia por neutrón emitido de $4\text{E-}07 \text{ n/cm}^2$ en el punto de interés.

Por cada nanogramo de ^{252}Cf se obtiene una fluencia de neutrones de $9,36\text{E-}04 \text{ n/s cm}^2 \text{ ng } ^{252}\text{Cf}$. A diferencia del caso anterior en el pasillo más angosto, hasta este punto ha cambiado su valor de $3,34\text{E-}04 \text{ n/s cm}^2 \text{ ng } ^{252}\text{Cf}$ a $9,36\text{E-}04 \text{ n/s cm}^2 \text{ ng } ^{252}\text{Cf}$. Indicando que el momento más relevante en cuanto a cambio de fluencia se produjo drásticamente al entrar en el pasillo más angosto; desde ese punto a este otro en el pasillo C no ha variado en cuanto a órdenes de magnitud. **Caso 4: $4\text{E-}07 \text{ n/cm}^2$ fluencia.**

Figura 69. Fluencia de neutrones en el LIN (^{252}Cf) pasillo C posición 1

Caso 5, segundo punto en pasillo C:

En la Figura 70 se muestra la fluencia en todo el LIN cuando las fuentes se encuentran frente a los detectores. En los modelos

presentados, este es el punto más cercano a los ordenadores, ya que en el desarrollo de las medidas las fuentes pasan hasta el final del pasillo y retornan haciendo una doble pasada.

La fluencia asciende en el punto de estudio desde $4\text{E-}07 \text{ n/cm}^2$ hasta $2\text{E-}6 \text{ n/cm}^2$ por cada neutrón emitido, que corresponde a $4,68\text{E-}03 \text{ n/s cm}^2$ por cada nanogramo de californio-252, respecto al caso anterior donde se obtuvo $9,36\text{E-}04 \text{ n/s cm}^2$ por $\text{ng } ^{252}\text{Cf}$. **Caso 5 $2\text{E-}6 \text{ n/cm}^2$, fluencia.**

Figura 70. Fluencia de neutrones en el LIN por las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en el pasillo C posición 2

En definitiva, con la ayuda de métodos Monte Carlo se ha analizado el cambio que provoca la presencia de las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en el campo neutrónico existente en el LIN. Con estos resultados se observa que durante el paso de las fuentes por el segundo punto de cálculo, el pasillo estrecho B, el fondo debido a neutrones es notorio. En ese punto, la fluencia por neutrones se multiplica hasta dos órdenes de magnitud, como se pudo comprobar al saltar la alarma de los RPMs debido a un exceso de fondo en el momento en que las fuentes estaban siendo trasladadas para realizar las medidas dinámicas.

3.5.2 Cálculo de la respuesta de los detectores N-15 y N-48 (MCNPX)

Con el código MCNPX versión 2.7.0 (Pelowitz, 2011) se han realizado modelos para cada uno de los detectores, N-15 y N-48, de geometría rectangular tipo “sándwich”. Para ambos detectores se realiza un modelo tridimensional en condiciones ideales, con la finalidad de determinar su respuesta ante un rango determinado de energías. Dicho modelo incluye todos los elementos que influyen en el transporte de los neutrones de cada detector.

El modelo MCNP para cada detector se compone de un soporte externo de aluminio; el PTM, que se define como un cristal al vacío con dimensiones de 5,7 cm de $\varnothing$ x 19,4 cm de largo; cuatro placas de PMMA, cada una de $\frac{1}{4}$ ” que corresponde a 0,635 cm; y la correspondiente área de detección según el detector, N-15 o N-48. En cada cara del PMMA se definen dos celdas separadas, una celda de ZnS(Ag) y otra de ^{10}B , de esta manera se simplifica la representación de los resultados. A modo de comprobación se ha realizado un cálculo extra, definiendo en una misma celda el $^{10}\text{B}+\text{ZnS(Ag)}$, arrojando los mismos resultados, por lo cual se deciden modelar por separado el ZnS(Ag) y el ^{10}B en éste y en todos los modelos posteriores.

El espesor de cada parte según datos dados por el fabricante. El ZnS(Ag) presenta un espesor másico de $\sim 70 \text{ mg/cm}^2$ y el ^{10}B con un espesor másico de $\sim 1,3 \text{ mg/cm}^2$. El ^{10}B se coloca con spray sobre el ZnS(Ag).

Para determinar el espesor de ZnS(Ag) se toma el espesor másico y su densidad como valor del espesor másico de ZnS; mismo procedimiento para el ^{10}B , lo que resulta $\sim 0,17 \text{ cm}$ de espesor:

Las características de los materiales definidos se recogen en la Tabla 24, habiendo tomado la mayoría de datos del “*Compendium of Material composition data for Radiation transport Modeling*” (McConn Jr et al., 2011). Enumeramos los materiales: aluminio para los soportes externos de los detectores; cristal para el PTM; PMMA para la guía de luz; ZnS Sulfuro de Zinc y ^{10}B ; aire; y HDPE.

Tabla 24. Composición y densidad de los materiales según se han empleado en el modelo

Material	Composición Fracción en peso	Densidad g/cm ³
Aluminio	Al: 1,000000	2,6989
PMMA (Lucita)	H: 0,805380 C: 0,599848 O: 0,319614	1,1900
Cristal	O: 0,459800 Na: 0,096441 Si: 0,336553 Ca: 0,107205	2,4000
Aire	C: 0,000124 N: 0,755268 O: 0,231781 Ar: 0,012827	0,001205
Vacío	C: 0,000124 N: 0,755268 O: 0,231781 Ar: 0,012827	1,205E-30
HDPE	H: 0,143716 C: 0,856284	0,9400
ZnS(Ag)*	S: 0,50 Zn: 0,50	4,0900
Boro*	10-B:0,95 11-B:0,05	2,4600

*En fracción atómica

Para el cálculo se han utilizado las librerías de las secciones eficaces ENDF/B-VII, así como el tratamiento $S(\alpha, \beta)$ en el PMMA y el HDPE, con el fin de incluir el efecto del moderador para neutrones de bajas energías.

La cantidad de reacciones $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ se determinan por el producto de la fluencia del contabilizador “Tally” F4 para la celda que contiene el ^{10}B y la sección eficaz de la reacción (n, α) según el manual MCNPX, empleando la tarjeta número 107 (Pelowitz, 2011). Para cada cálculo, el número de historias ha sido el necesario para obtener una incertidumbre menor al 3%.

Con el fin de analizar el comportamiento del detector es importante conocer la **función respuesta** de éste ante distintos rangos de energías. Se ha colocado una fuente rectangular con la misma área activa que el detector a una distancia arbitrariamente seleccionada de 25 cm. Esto es porque la distancia sólo afecta en el total de reacciones pero no en el comportamiento. En la Figura 71 se observa el arreglo

para el N-15; para el N-48 se ha hecho exactamente lo mismo con una fuente rectangular con la misma área de la zona sensible del detector.

Figura 71. Modelo del detector N-15 ante fuentes rectangulares

Para el N-15 se realizan 29 cálculos variando la fuente monoenergética de neutrones entre 10^{-9} MeV hasta 20 MeV para el detector desnudo; 29 cálculos para el detector con moderador de 12+24 mm HDPE; y 29 cálculos para el moderador 24+36+48 mm HDPE, **87 cálculos** en total.

En la definición de la fuente (véase los archivos de entrada MCNP en los anexos) los valores de energía varían en cada archivo de entrada de 10^{-9} , 10^{-8} , 10^{-7} , 10^{-6} , 10^{-5} , 10^{-4} , 10^{-3} , 10^{-2} , 10^{-1} , 1 a 20 MeV; situando la misma a una distancia fija de 25 cm a partir de la cara frontal del detector, que no se modifica cuando se definen los espesores del moderador.

Para el detector N-48 se realizan los cambios correspondientes a su geometría. Se analiza con el detector desnudo y con el moderador de

25+50 mm HDPE, necesitándose un total de **58 cálculos** para determinar la respuesta.

La función respuesta de cada caso se muestra y se discute en el capítulo 4, apartado 4.2.1.

3.5.3 Estudio del efecto de distintos espesores de moderación HDPE (MCNPX) en el detector N-15

Los detectores se diseñan con moderadores de dimensiones de alrededor de ~25+50 mm de HDPE, con el fin de sustituir no sólo funcionalmente a los detectores instalados de ^3He , sino también para que los reemplacen físicamente; de esta manera no es necesario hacer un cambio de estructura en los paneles, sino simplemente quitar y poner el nuevo detector de neutrones.

Para tratar de optimizar la configuración, se requiere conocer el comportamiento del detector con distintos espesores de HDPE, para que puedan ser implementados en nuevas instalaciones, con geometrías por definir. Se ha analizado el detector N-15 mediante modelos MCNP para 29 fuentes monoenergéticas de neutrones de 10^{-9} MeV a 20 MeV con 10 espesores distintos de HDPE entre 10 mm a 100 mm solo en la cara frontal.

En este caso, también se realizan cálculos para las fuentes de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf en condiciones ideales con 10 moderadores de HDPE. En todos los casos sólo se ha variado el espesor frontal del detector a modo de ejemplo para ilustrar y simplificar los cálculos. Los demás laterales superior e inferior tienen un espesor de 36 mm, los laterales izquierdos y derecho de 24 mm y el posterior 48 mm de HDPE; es decir, que se modifica el moderador 24+36+48 mm de HDPE, modificando solo su cara frontal, según se observa en la Figura 72.

Figura 72. Diez distintos moderadores frontales HDPE (N-15)

En total se han realizado **310 cálculos** variando la energía monoenergética o isotópica para el $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf , y los distintos espesores. Los resultados y discusión de este estudio se explican en el capítulo 4 apartado 4.2.2.

3.5.4 Modelos en condiciones similares de los ensayos físicos realizados para los detectores N-15 y N-48 (MCNPX)

Para reproducir la respuesta de los detectores se realizan diversos modelos en condiciones similares a ensayos previos, para comparar los resultados de ambas situaciones, ensayos físicos y modelos mediante métodos Monte Carlo.

Los primeros modelos son para determinar la eficiencia del ZnS(Ag), según los resultados de MCNP son valores superiores a los que se obtienen en las medidas, y la razón de ello es que el número de reacciones que ocurren en la capa sensible del detector no todas llegan a ser contabilizadas por el PTM. La diferencia entre modelos y ensayos nos permite determinar la eficiencia del ZnS(Ag) de cada uno de los detectores.

Todos los resultados y discusión de los mismos se presentan en el capítulo 4.

Modelo de las medidas realizadas en el LMN-ETSI Industriales para los detectores N-15A y N-15B:

Para poder estudiar los ensayos realizados sobre la bancada del LMN, se ha acoplado el modelo del detector N-15 con el moderador de

24+36+48 mm HDPE, en el modelo del LMN (Vega-Carrillo *et al.*, 2012). Se coloca el detector sobre la bancada posicionando el detector en distintos puntos a 50, 75, 100, 125, 150, 175 y 200 cm de distancia de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, para reproducir las medidas hechas en el laboratorio con el detector N-15A o con el N-15B, tal y como se muestra en la Figura 73.

Figura 73. Modelo del detector N-15 sobre la bancada LMN en siete distintas posiciones

Mediante el número total de reacciones que ocurren en el ^{10}B de cada capa sensible de detector, se determina el total de reacciones pero no el total de partículas α contabilizadas como neutrones. Con las medidas y el modelo se determina el factor de eficiencia del $\text{Zn}(\text{Ag})$, es decir, el número total de reacciones que llegan al fotomultiplicador para ser contabilizadas después del proceso de discriminación neutrones/gamma.

Modelo del detector N-15 en el exterior en el LIN:

Una vez determinado el factor de eficiencia del ZnS(Ag) del N-15 se realiza un modelo en las mismas condiciones de medición en el exterior del LIN.

Se define el sistema de detección de neutrones con dos detectores N-15 tal y como se realizaron las medidas donde sólo se ha tenido en cuenta el suelo colocando las fuentes a 115 cm de altura con respecto al suelo y a 220 cm de distancia con respecto al sistema de detectores. Este arreglo se observa en la Figura 74, y dichas medidas se explican en el apartado 3.4.4.

Figura 74. Modelo del sistema de detección con los detectores N-15, comparativo con medidas estáticas en el exterior

Los resultados de la comparativa de modelos y medidas se muestran en el capítulo 4, en el apartado 4.1.1.

Modelos del detector N-15 en el LPN-CIEMAT:

Se ha acoplado el modelo del detector (N-15) con el modelo del Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT, LPN, (Guzmán-

García *et al.*, 2015) posicionando el detector a 200 cm de la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf (Figura 75) y en él se determina el número de reacciones ocurrentes $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$, aplicando el factor de eficiencia del $\text{ZnS}(\text{Ag})$. Para la fuente ^{252}Cf se complementa el modelo situando el detector a las siguientes distancias 50, 75, 100, 125, 150 y 75 cm.

Las medidas experimentales hechas en el LPN-CIEMAT no han podido ser utilizadas por los motivos que se explican en la sección 3.3.5, ya que la fuente de ^{252}Cf es demasiado intensa.

Los resultados se comparan con modelos del LMN-UPM con ambas fuentes de $^{241}\text{AmBe}$ a 200 cm y con la fuente de ^{252}Cf en 7 posiciones, proceso explicado en el capítulo 3, apartado 3.5.2.

Figura 75. Modelo del detector (N-15) en bancada LPN-CIEMAT

Modelo del detector N-48 sobre la bancada del LMN-ETSI Industriales:

Para determinar la eficiencia del $\text{ZnS}(\text{Ag})$ del detector N-48 se acopla el detector N-48 con moderador de 25+50mm HDPE en el modelo del LMN (Vega-Carrillo *et al.*, 2012), y se posiciona a 200 cm de distancia de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$. Se reproducen las medidas realizadas con el detector tal y como se explica en el apartado 3.4.1, lo

que nos permite determinar el número total de reacciones ocurrientes en el ^{10}B de cada capa sensible del detector.

Tomando como referencia los valores aportados por el fabricante, con este modelo comparativo de medidas y con la ayuda de otro modelo comparativo con medidas en el LIN, el cual se explica más abajo, se determina la eficiencia de $\text{ZnS}(\text{Ag})$ de este detector, como se observa en la Figura 76.

Figura 76. Modelo del detector (N-48) en bancada LMN

Los resultados de este modelo se muestran en el capítulo 4 en el apartado 4.1.1.

Modelo del detector N-48 dentro del RPM reproduciendo las medidas realizadas en el LIN:

Se reproducen las medidas realizadas con el RPM en el LIN y en conjunto con el modelo anterior se determina la eficiencia del $\text{ZnS}(\text{Ag})$. Las medidas referentes a este modelo se explican en el apartado 3.4.2.

El pórtico se define como una estructura de hierro de 8 gr/cm^3 de densidad, con unas dimensiones de 235 cm de alto por 80 cm de ancho y 18 cm de espesor, donde se instala en su interior un detector para rayos gamma de PVT, de 40 cm de ancho por 180 cm de largo y 5 cm de espesor. Junto a éste detector se encuentra instalado el detector

de neutrones N-48 con su moderador de 25+50 mm HDPE. En la parte posterior del detector de PVT se define una placa de plomo a modo de blindaje; y en la parte frontal del PVT y del N-48 se define una placa de 1mm de espesor de aluminio, una placa de 2 mm de espesor de polietileno y una placa extra de 1 mm de espesor de aluminio. Los materiales que se consideran para el RPM en el modelo se muestran en la Tabla 25.

Tabla 25. Composición y densidad de los materiales en el modelo

Material	Composición Fracción en peso	Densidad g/cm ³
PVT	H: 0,525382	1,032
	C: 0,474618	
Plomo	Pb: 1,00	11,35
Polietileno	H: 0,143716	0,9000
	C: 0,856284	
Hierro	Fe: 1,00	8,00
aluminio	Al: 1,00	2,6989

El modelo del RPM se acopla al modelo del LIN definiendo las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 143 cm de distancia con respecto al suelo, y a 220 cm con respecto del centro del RPM. Las fuentes se definen sobre el trípode de aluminio y sobre una base de polietileno de ~3cm. Este arreglo se refleja en el Figura 77.

Figura 77. Modelo MCNPX (N-48 en RPM), $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ en LIN

Cabe señalar la cercanía del RPM con la pared del LIN, que se encuentran a escasos 10 cm, lo que representa una contribución importante por neutrones retrodispersados (McCall *et al.*, 1999). A diferencia de otros modelos, las fuentes se colocan con respecto al

centro geométrico del RPM y no respecto al centro geométrico del detector de neutrones. En casos anteriores se ha posicionado la fuente respecto al detector a una distancia de 200 cm, mientras que en este caso la distancia es de 220 cm. Además se tienen en cuenta en el modelo las placas de aluminio y polietileno que hay dentro de la estructura del RPM, en la parte frontal de ambos detectores, materiales que influyen en el transporte neutrónico.

Los resultados y discusión de este estudio, y su comparativa con las medidas y el factor de eficiencia del ZnS(Ag) del detector N-48 se explican en el capítulo 4, en el apartado 4.1.2.

3.5.5 Estudio de la eficiencia del detector N-15 variando el espesor interno del PMMA (MCNPX)

Los detectores BPI “sándwich” actuales se fabrican con cuatro placas de PMMA de 0,635 cm de espesor. Tras evaluar el desempeño del detector actual (N-15), se ha propuesto evaluar su eficiencia ante las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en un recinto esférico variando el espesor de las placas de PMMA internas, en la Figura 78 se observa el modelo general y en la Figura 79 se muestra el cambio interior del detector N-15 en cada uno de los modelos.

Figura 78. Modelo del detector N-15 variando espesores de PMMA ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200cm en un recinto esférico con aire

En los modelos se varía el espesor de estas placas de PMMA según los siguientes valores: 0,100, 0,200, 0,300, 0,400, 0,500, 0,600, **0,635 (detector actual)**, 0,700, **0,800**, 0,900 y 1,00 cm, tal y como se

explica en la Figura 79; y se colocan ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200 cm. El espesor de 0,800 cm se estudia para 29 fuentes monoenergéticas de neutrones de entre 10^{-9} a 20 MeV, tanto para el detector desnudo como moderado.

Figura 79. Modelo del detector N-15 variando espesores internos de PMMA

Se comparan los resultados entre el actual detector desnudo y el moderado con 24+36+48 mm de HDPE. Los resultados y discusión de este estudio se presentan en el capítulo 4 en el apartado 4.2.3, y podrán ser útiles para propuestas de nuevas construcciones de detectores.

3.5.6 Efecto del “room-return” en los detectores (MCNPX)

Con la finalidad de evaluar el efecto *room-return* (Vega-Carrillo *et al.*, 2007), es importante estudiar el efecto de la posición de los detectores situados en el interior de los RPMs. Por ello se hace énfasis en la dispersión de los neutrones. Se ha verificado la eficiencia de los detectores en distintos puntos con respecto al suelo para conocer el comportamiento en cada caso. Es bien sabido que los detectores, como cualquier nuevo instrumento de medida se debe calibrar “*in situ*”, por esto se necesita saber el comportamiento al momento de la instalación.

Se han realizado modelos con el código MCNPX colocando ambos detectores N-15 y el N-48 en un recinto esférico de aire con 0,001205

gr/cm³ de densidad, y el suelo con 2,35 gr/cm³ de densidad; los materiales se muestran en Tabla 26. Los detectores se sitúan a ambos lados a 200 cm con respecto a las fuentes de ²⁵²Cf_{UPM}, las cuales se fijan en un punto a 100 cm con respecto del suelo.

Se utilizan distintos archivos de entrada variando la distancia de los detectores con respecto del suelo. La distancia mínima para el detector N-15 ha sido de 25 cm y debido a la geometría del N-48 la distancia mínima ha sido de 75 cm con respecto del centro del detector al suelo. Se evalúa la eficiencia para cada posición del detector en cuentas por segundo por cada nanogramo de material sensible, cps/ng de ²⁵²Cf, tomando como referencia, una vez más, que 1 ng de ²⁵²Cf emite 2.340 n/s; la disposición geométrica de los modelos se observa en la Figura 80.

Tabla 26. Composición y densidad de los materiales en el modelo

Material	Composición Fracción en peso	Densidad g/cm ³
Suelo	H: 5,22E-03 C: 5,77E-02 O: 4,99E-01 Na: 5,93E-04 Al: 1,91E-02 Si: 1,67E-01 K: 1,01E-02 Ca: 2,24E-01 Ti: 1,00E-03 Cr: 8,67E-05 Mn: 2,00E-03 Fe: 1,01E-02	2,35
Aire	C: 0,000124 N: 0,755268 O: 0,231781 Ar: 0,012827	0,001205

En total se han realizado **14 cálculos**, en los que se ha aplicado el factor de eficiencia del ZnS(Ag) reportado en el apartado 4.2.4. Se debe tener en cuenta la posición de la fuente respecto al suelo para futuros modelos; en este caso se ha fijado a 100 cm. Dependiendo de que esté más alejada o más cercana al suelo, la dispersión de los neutrones variará y como consecuencia también la eficiencia.

Figura 80. Modelo (N-15 y N-48) variando la distancia respecto al suelo

Los resultados y discusión de este estudio se muestran en el capítulo 4 en el apartado 4.2.4.

3.5.7 Estudio de la eficiencia de detección con una fuente moderada de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ (MCNP6)

En el PNNL se han realizado distintos estudios para buscar alternativas a los detectores de ^3He (Kouzes *et al.*, 2010b). Para tratar de reproducirlos, en estos cálculos se ha definido una fuente de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ rodeada de 0,5 cm de plomo para reducir la intensidad de fotones procedentes de la propia fuente y con 2,5 cm de HDPE con el fin moderar el flujo de neutrones. Todo esto con el objetivo de evaluar la sensibilidad de detección del detector a estudiar, en las mismas condiciones en las que el PNNL realiza los ensayos de los detectores alternativos en estudio; de esta manera se tendrá una referencia al ser comparados en condiciones similares.

En estos estudios recomiendan que la detección absoluta de una fuente de ^{252}Cf a una distancia de 200 cm del punto geométrico del detector debe ser mayor a 2,5 cps/ng de ^{252}Cf , dentro de un laboratorio a una distancia respecto al suelo mayor a 100 cm, acorde con las recomendaciones de la norma ANSI 42.35 (ANSI, 2006). Se han realizado tres modelos distintos para los detectores N-15 con una fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ con el fin de poder comparar los resultados con los estudios realizados por el laboratorio PNNL.

Los modelos elaborados se observan en la Figura 81; para el detector N-15 son los siguientes:

- A) El mismo arreglo que el modelo realizado en el apartado 3.4.4 para comparar medidas en el exterior con el N-15, es decir, los dos detectores N-15A y N-15B sobre el soporte de aluminio a 200 cm de la fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$.
- B) Un único detector a 200 cm en posición horizontal.
- C) Un único detector a 200 cm en posición vertical, para verificar la importancia de los detectores en ambas posiciones.

Estos modelos se realizan para evaluar el desempeño de estos detectores en condiciones distintas a las de las fuentes de la UPM, tratando de simular con modelos MCNP las medidas con las fuentes del PNNL.

Figura 81. Configuración modelos para los detectores N-15 ante fuentes $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200 cm

Se realiza también un modelo para determinar la eficiencia ante estas fuentes $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ para los detectores N-48 dentro del RPM.

Los resultados se muestran en el capítulo 4 en el apartado 4.2.5.

3.5.8 Sistema de detección de neutrones con tres N-15 (MCNP6)

Se ha realizado con el código MCNP6 un modelo de sistema de detección con tres detectores N-15 con moderadores de 24+36+48 mm HDPE; sabiendo que la posición de los detectores con respecto al suelo influye notablemente, se coloca el primer detector a la distancia con mayor eficiencia reportada, vista en el apartado 4.2.4. Este modelo se realiza con el fin de evaluar el desempeño de estos detectores dentro de una estructura de hierro tal y como se observa en la Figura 82. Este modelo de detectores se utiliza a posteriori en el modelo completo de aduanas para la detección de SNM, en el apartado 3.5.11, pero se explica primero en este punto.

Figura 82. Modelo de un sistema de detección de neutrones con tres N-15

El sistema tiene unas medidas exteriores de 40 cm de ancho por 200 cm de alto y 15 cm de espesor de hierro. Sólo se evalúa el sistema sin detectores para rayos gamma. La primera posición con respecto al suelo del N-15C es de 75 cm, valor reportado como uno de los más altos

de la eficiencia del detector, aunque dependerá de la posición de la fuente respecto al suelo.

Los resultados y discusión de este sistema se muestran en el apartado 4.2.6 y apartado 4.2.8 del capítulo 4.

3.5.9 Prototipo N-15plus en un RPM (MCNP6)

El modelo del detector N-15 plus se basa en el detector N-15 de BPI con cambios en la composición del $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ específicamente en la densidad másica del ^{10}B y en un aumento en el espesor de PMMA. Esta propuesta se basa en resultados de estudios previos de la eficiencia del detector para distintos espesores de PMMA. Se define el modelo de tres detectores de neutrones utilizando las características básicas del detector N-15plus. En el modelo se incluyen los detalles de los materiales y su composición elemental.

El detector N-15 plus tiene la misma geometría rectangular de 232 x 360 mm, pero se incrementa el porcentaje del ^{10}B en un 30% y se aumenta el grosor de las placas de PMMA de 6,35 mm a 8 mm; debido a que en estudios anteriores se aprecia un incremento de hasta el 14% en su eficiencia. A pesar de que las placas de 100 mm muestran una respuesta mejor en eficiencia se escogen las placas de 8 mm para que el espesor total del detector no sea muy alto; este arreglo se ve en la Figura 83.

Figura 83. Prototipo del esquema del modelo del detector N-15plus

Con el código MCNP6 se define un modelo completo de RPM, con detectores de PVT para la detección de rayos gamma con tres detectores de neutrones N-15 plus dentro de un soporte de hierro. En el modelo se incluye el moderador de alta densidad de $0,95 \text{ gr/cm}^3$ y para los detectores PVT su blindaje de Plomo y su soporte de aluminio. Esta geometría se muestra en la Figura 84.

Figura 84. Modelo RPM con tres detectores N-15 plus

El N-15 plus C más cercano al suelo se define a 75 cm, la separación entre los centros de los detectores N-15 plus es de 50 cm. Los detectores de PVT se concentran en el lateral derecho.

Para comparar los resultados con otros detectores diferentes a los de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, se modelan con las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ (Kouzes *et al.*, 2010c). Las fuentes se colocan sobre un trípode a una distancia de 200 cm del centro geométrico del RPM y a 140 cm respecto al suelo, como se muestra en la Figura 85.

Figura 85. Modelo de un RPM ante una fuente de neutrones $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200 cm

Para estudiar la mejor respuesta del RPMs, los detectores de neutrones se colocan tanto en posición vertical como en horizontal para verificar si influye la posición de estos de manera significativa.

Los resultados de este estudio se muestran en la sección de resultados y discusión, capítulo 4 apartado 4.2.6.

3.5.10 Prototipo del detector N-48plus en un RPM (MCNP6)

Se realiza un modelo en base al detector N-48, con cambios en la composición del ^{10}B y del espesor de las placas de PMMA internas, con el mismo principio que el modelo N-15 plus. Se desarrollan modelos ante fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ y $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200 cm sobre un trípode similar al utilizado en las medidas, este arreglo geométrico es igual al RPM con N-48 y con el N-48 plus, y se observa en la Figura 86.

Se realiza un cálculo extra del detector N-48 plus llamándolo B con 4 capas más del mismo grosor de ^{10}B que el N-48 plus, con un espesor de 1,00 cm de PMMA interno; como se observa en el arreglo geométrico la Figura 86, estas 4 capas extras se localizan en cada uno de los laterales del **N-48 plus B**.

Figura 86. Modelo de un RPM (N-48) ante una fuente de neutrones $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 200 cm.

Los resultados de estos modelos se muestran en el capítulo 4 en el apartado 4.2.7.

3.5.11 Modelo completo de una situación similar a la de las aduanas (MCNP6)

Se ha definido un modelo completo simulando un caso realista en aduanas donde se requiere detectar la presencia de SNM. Con el código MCNP6 se ha realizado un modelo completo de lo que sería el paso de aduanas, analizando el paso de un vehículo con material SNM mezclado con chatarra a través de los RPMs.

Se modela un vehículo de carga pasando a través de 4 RPM's distintos, se define el suelo y el aire del espacio. Los datos de este vehículo se han tomado del anexo A, de la norma para la inspección de vehículos en el sector del metal (CEI-IEC, 2006). La caja tiene unas dimensiones de un contenedor de 530 x 240 x 200 cm y la cabina del conductor de 120 x 250 x 170 cm; tal y como se observa en la Figura 87.

Figura 87. Dimensiones para el vehículo de transporte en aduana

Con el fin de evaluar el desempeño de los detectores de neutrones estudiados: N-15, N-48, N-15 plus y N-48 plus, los RPMs se ubican en distintos puntos del modelo, en concreto en tres puntos tal y como se observa en el Figura 88.

En cada simulación, los materiales SNM y una fuente de ^{252}Cf se ubican en el centro del contenedor (uno en cada caso) mezclados con alrededor de 730 kg de distintos materiales que se desglosan a continuación y en la Tabla 27: hierro, bronce, plomo, zinc, aluminio, acero y latón. El material SNM se define justo en el centro de toda esta “chatarra”.

En total se han definido **24 modelos**, variando tres posiciones del vehículo, cada una evaluando la respuesta ante SNM mezclado con “chatarra” justo en el centro del contenedor. Variando el material de ^{239}Pu al 94% (99.456 n/s ~500 g), HEU al 70% (^{235}U) (2,14 n/s ~500 g), HEU al 94% (^{235}U) (15,12 n/s ~500 g) y con fuentes de fisión espontánea de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ (1 ng corresponde a 2.340 n/s), cada uno en dos

condiciones; desnudo y blindado (Spence, 2011; Bias, 2002; DOE, 1997; Profio, 1976).

VISTA SUPERIOR

Figura 88. Esquema de tres posiciones de paso del vehículo ante cada RPM

Tabla 27. “Chatarra” diferentes materiales dentro del contenedor del vehículo

Material	densidad [gr/cm ³]	Peso [kg]
Acero 304	7,87	78.70
Acero	8,00	104.00
Cobre	8,96	116.48
Bronce	8,40	75.60
Plomo	11,35	79.45
Zinc	7,133	~ 135.53
Aluminio	2,6989	~ 29.69
Latón	8,07	56.49
Hierro	7,874	~ 55.12
TOTAL		~ 731.05

En los cuatro primeros casos, se define el material SNM como una esfera de 1,87 cm de radio de ~500 g de HEU al 70% y 94%, en dos escenarios: el material desnudo y blindado por esferas concéntricas de plomo de 0,6 cm de espesor y 4 cm de espesor de polietileno borado, esto en las tres distintas posiciones, haciendo un total de **12 modelos**.

Los siguientes dos casos se definen con esferas de 1,87cm de radio de ~515g de ²³⁹Pu 94% en dos escenarios: el material desnudo y

blindado por esferas concéntricas de plomo de 0,6 cm de espesor y 4 cm de espesor de polietileno borado, esto en las tres posiciones, haciendo un total de **6 modelos**.

En los dos últimos casos se considera la fuente de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en dos escenarios: la fuente de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ desnuda y con 2,8 cm de espesor de plomo y 4 cm de espesor de polietileno borado a manera de blindaje, esto para las tres posiciones, dando un total de **6 modelos**. En la siguiente Tabla 28 se explica mejor cada caso.

Los diferentes materiales de la caja se trataron de posicionar aleatoriamente tal y como se ve en la Figura 89.

Las fuentes se caracterizan en distribución de energía por la función de Maxwell; en la función de MCNP se utiliza la función del espectro de fisión de Watt utilizada como alternativa del espectro de fisión de Maxwell, tal y como se explicó en el apartado 2.9.1.

Tabla 28. Modelos para el caso realista en tres posiciones para distintos SNM evaluando el desempeño de 4 detectores distintos

Posición 1	Posición 2	Posición 3
Ante detector N-15	Ante detector N-48 Ante detector N-48 plus	Ante detector N-15 plus
^{239}Pu	^{239}Pu	^{239}Pu
^{239}Pu blindado	^{239}Pu blindado	^{239}Pu blindado
HEU 70%	HEU 70%	HEU 70%
HEU 70% blindado	HEU 70% blindado	HEU 70% blindado
HEU 94%	HEU 94%	HEU 94%
HEU 94% blindado	HEU 94% blindado	HEU 94% blindado
$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$
$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ blindadas	$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ blindadas	$^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ blindadas
8 cálculos	8 cálculos	8 cálculos
24 cálculos

Figura 89. Esquema de la “chatarra” el SNM

En la Figura 90 se observa en el modelo de MCNP6 de las tres posiciones, la ubicación de cada uno de los RPMs.

Figura 90. Modelo de vehículo con chatarra y SNM en el interior con cuatro distintos RPM's, N-15, N-48, N15plus y N-48plus

Con el fin de determinar la dosis equivalente por unidad de fluencia que recibiría el conductor del camión en la cabina, en cada uno de los casos, se han utilizado los factores de conversión de flujo a tasa de dosis para neutrones de la publicación ICRP-119, (ICRP 119, 2012). Se definió un conductor, basado en un maniquí que se utiliza para imitar lo más cercano el cuerpo humano y se usa en medidas físicas, el cual es el BOMAB. El acrónimo BOMAB corresponde a “Bottle Manikin Absorber” (Nuclear Technology Services, 1994) el cual fue diseñado para imitar lo más cercano posible al cuerpo humano, para calibrar contadores de cuerpo entero; dicho maniquí consiste en cilindros de varios dimensiones (cilindros y elípticos), dimensiones que en conjunto se aproximan a la persona promedio. El polietileno de alta densidad es el material y las dimensiones de cada una de las partes del phantom se desglosan en la Tabla 29.

En la Figura 91 se observa el modelo del maniquí, donde se separan las piernas en 4 celdas en vez de 2 para poder definir el maniquí BOMAB en posición sentada.

Tabla 29. BOMAB dimensiones

Parte	Forma	Sección	Medida vertical (cm)
Cabeza 1	Elipse	19x14	20
Cuello 1	Circulo	13Ø	10
Tórax 1	Elipse	36x20	20
Lumbar 1	Elipse	36x20	20
muslos 2	Circulo	16 Ø	40
piernas 2	Circulo	13 Ø	40
brazos 2	Circulo	10.5 Ø	60

Figura 91. Modelo de conductor transportando SNM en un vehículo, basado en medidas BOBMAB, para determinar la dosis equivalente.

Los resultados y discusión de este modelo realista se describen en el capítulo 4, apartado 4.2.8.

Capítulo 4

Resultados y Discusión

4 Resultados y Discusión

Este capítulo es una recopilación de los resultados obtenidos, tanto de los ensayos como de los modelos MCNP. Algunos casos serán comparativos resultados de ensayos físicos y modelos MCNP.

4.1 Resultado de las medidas estáticas y dinámicas, comparativa de modelos MCNP

En este apartado se muestran los resultados sobre las medidas realizadas en el LMN y sus correspondientes modelos MCNP, además de las medidas (estáticas y dinámicas) realizadas en el LIN para los detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, N-48, N-15A y N-15B. Se muestran los resultados de las medidas (estáticas y dinámicas) en el exterior para los detectores N-15.

4.1.1 Resultados de las medidas estáticas en el LMN y LIN

Resultados de las medidas y modelo del detector N-15 (LMN):

Se muestran los resultados correspondientes al detector N-15A y N-15B, utilizando los procesos detallados en el apartado 3.4.1 y realizando la comparativa con el modelo explicado en el apartado 3.5.4. Las medidas se realizan en primer lugar sobre la bancada del LMN empleando las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ y después en el LIN.

En la Tabla 30 se reflejan los resultados de la tasa de conteo del detector N-15A ante las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, situadas en siete posiciones distintas. Los resultados se reportan para una intensidad de la fuente correspondiente a la fecha del día 10 de marzo de 2015 con una intensidad de 54.916 n/s. Para reportar la eficiencia de detección en cps/ng de ^{252}Cf tomamos en cuenta que 1 ng ^{252}Cf , 2.340 n/s (Vega-Carrillo and Martínez-Ovalle, 2015).

En la Tabla 31 se muestran los resultados obtenidos en tasa de cuentas del detector N-15B ante las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$. Con respecto a los ensayos del detector N-15A existe un aumento de fondo notable, debido a que las medidas se realizaron cuando las fuentes de $^{241}\text{AmBe}$

de alta intensidad se encontraban en otra posición, haciendo que el fondo neutrónico aumentase de manera significativa. Del mismo modo se corrige para que las medidas se representen como si se hubiesen realizado el mismo día de los ensayos del detector N-15A, 10 de marzo de 2015, como se explica en el apartado 3.4.1.

Tabla 30. Medidas en LMN-UPM N-15A

Distancia [cm]	Fecha	cps Fondo [F]	cps ^{252}Cf	cps $^{252}\text{Cf} \cdot F^{**}$	cps/ng ^{252}Cf
50	10/03/2015	2,73	211,42	$208,69 \pm 14,45$	8,90
75*	24/03/2015	2,77	102,63	$100,86 \pm 10,04$	4,30
100	10/03/2015	2,74	60,55	$57,81 \pm 7,61$	2,46
125*	24/03/2015	2,82	41,59	$39,17 \pm 6,25$	1,67
150*	24/03/2015	2,91	30,47	$27,84 \pm 5,28$	1,18
175	10/03/2015	2,76	24,65	$21,90 \pm 4,67$	0,93
200	10/03/2015	2,73	20,16	$17,43 \pm 4,18$	0,74

*datos corregidos por decaimiento para el día **10-03-2015** intensidad neutrónica de la fuente 54915,92 n/s (23,45 ng ^{252}Cf)

Tabla 31. Medidas en LMN-UPM N-15B

Distancia [cm]	Fecha	cps Fondo [F]	cps ^{252}Cf	cps $^{252}\text{Cf} \cdot F^{**}$	cps/ng ^{252}Cf
50	15/04/2016	11,85	154,89	$206,61 \pm 16,83$	8,81
75	15/04/2016	12,40	73,50	$98,04 \pm 10,67$	4,18
100	15/04/2016	12,20	42,26	$56,38 \pm 7,27$	2,40
125	15/04/2016	12,05	28,34	$37,80 \pm 5,00$	1,61
150	15/04/2016	11,84	20,71	$27,63 \pm 5,49$	1,18
175	15/04/2016	11,81	15,60	$20,81 \pm 4,32$	0,89
200	15/04/2016	11,70	12,62	$16,82 \pm 4,33$	0,72

*Todos los datos dados se han corregidos por decaimiento al día **10-03-2015** intensidad neutrónica de la fuente 54915,92 n/s (23,45 ng ^{252}Cf)

Mediante los modelos Monte Carlo con el código MCNPX se reproducen los datos de estas medidas, procedimiento explicado en el apartado 3.5.4 del capítulo anterior. En la Tabla 32, se representan las reacciones ocurrentes en el ^{10}B , $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$, en todo el detector (N-15A o B, ya que para el modelo de MCNP son iguales) dadas por el archivo de salida de MCNPX. Los resultados se dan por neutrón emitido, multiplicando por la intensidad de la fuente de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ al día de las medidas; estos resultados se indican en la tercera columna de la tabla $[^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}] \cdot \text{MCNPX}_{\text{output}}$.

La diferencia existente entre las medidas y el modelo MCNPX son grandes, y sirven para estimar la eficiencia del material del detector: para el detector N-15A son valores que van desde **48,42%** a **55,52%**; y

para el N-15B desde **47,93%** a **58,57%**. Se tiene en cuenta que el detector está ajustado y calibrado para discriminación gamma y que las medidas obtenidas sólo son causadas por los neutrones. Entendiendo que no todas las reacciones que ocurren en el $^{10}\text{B} + \text{ZnS}(\text{Ag})$ llegan a ser contabilizadas por el PTM, se estima un factor de eficiencia del ZnS(Ag) de $(53,03 \pm 0,4) \%$ o $(0,5303 \pm 0,004)$ para el N-15A y de $(52,29 \pm 0,76) \%$ o $(0,5229 \pm 0,0076) \%$ para el N-15B. Estos datos reportan una leve variación entre los factores determinados, debidas a que cada detector tiene leves variaciones según el fabricante y a la incertidumbre de la fuente de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}} \pm 15\%$. El valor $\sim 53\%$ representa que, de todas las reacciones ocurrentes en el ^{10}B , solo aproximadamente el 53% de ellas llegan al PTM y causan un impulso medible.

Tabla 32. Medidas y MCNPX (N-15) en la bancada LMN

[cm]	MCNPX _{output} $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ por neutrón	$[^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}]^*$ MCNPX _{output}	N-15A medidas	% N-15A /MCNPX	N-15B medidas	% N-15B /MCNPX
50	8,11692E-03	431,06	208,69	48,42	206,61	47,93
75	3,65801E-03	194,26	100,86	51,92	98,04	50,47
100	2,09000E-03	110,99	57,81	52,09	56,38	50,79
125	1,36565E-03	72,53	39,17	54,00	37,80	52,13
150	9,74598E-04	51,76	27,84	53,80	27,63	53,39
175	7,42756E-04	39,45	21,90	55,52	20,81	52,76
200	5,91489E-04	31,41	17,43	55,49	16,82	58,57

*Resultados MCNPX multiplicados por la intensidad de la fuente ^{252}Cf , 10/03/2015 [Q = 54866,98 n/s]

La Tabla 33 muestra la tasa de conteo, expresada en cuentas por segundo (cps), y la respuesta del detector según el modelo MCNPX, ajustada por el factor de eficiencia del ZnS(Ag) determinado de $0,5303 \pm 0,004$ (N-15A); con ello podemos observar una correlación entre ambos.

Tabla 33. Medidas y MCNPX corregidas por el factor de eficiencia del ZnS(Ag)

[cm]	eMorpho [cps] N-15A	eMorpho [cps] N-15B	MCNPX [cps]* N-15A
50	208,69 $\pm$ 14,45	206,61 $\pm$ 16,83	227,62 $\pm$ 3,20
75	100,87 $\pm$ 10,04	98,04 $\pm$ 10,67	102,57 $\pm$ 2,14
100	57,82 $\pm$ 7,61	56,38 $\pm$ 7,27	58,60 $\pm$ 1,61
125	39,17 $\pm$ 6,25	37,80 $\pm$ 5,00	38,29 $\pm$ 1,30
150	27,84 $\pm$ 5,28	27,63 $\pm$ 5,49	27,33 $\pm$ 1,10
175	21,90 $\pm$ 4,67	20,81 $\pm$ 4,32	20,83 $\pm$ 0,96
200	17,43 $\pm$ 4,18	16,82 $\pm$ 4,33	16,58 $\pm$ 1,07

*corregido con el factor de eficiencia del N-15A

En la Figura 92 se representa de forma gráfica la correlación entre ambos resultados, medidos y calculados, corregidos por el factor de eficiencia del ZnS(Ag), expresados en cuentas por segundo.

Debido a que la intensidad de la fuente al día de las medidas era de $5.4E(4) \text{ s}^{-1}$ que corresponde a una masa de 23,45 ng de ^{252}Cf , siendo que 1ng de ^{252}Cf corresponde a 2.340 n/s (Profio, 1976; Vega-Carrillo and Martínez-Ovalle, 2015; Vega-Carrillo, 1988), se determina que a 200 cm de distancia la tasa de conteo del detector N-15A en el LMN es de $17,43 \pm 4,18 \text{ cps}$; y la del detector N-15B $16,82 \pm 4,33$. Por lo que se calcula que cada detector tiene la capacidad de detección siguiente: **$0,74 \pm 0,17 \text{ cps/ng de } ^{252}\text{Cf}$ (N-15A); y $0,72 \pm 0,18 \text{ (N-15B) cps/ng de } ^{252}\text{Cf}$.**

Figura 92. Rapidez de conteo, medida y calculada, del detector N-15 sobre la bancada.

Para evaluar la eficiencia de los detectores en condiciones ideales, es decir, donde la contribución de paredes, suelo y techo en un recinto sea nula, se pueden utilizar las medidas de fondo y las obtenidas con las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, medidas directamente y con un cono de sombra.

Así se realizó para la calibración del detector N-15A, según se explicaba en el apartado 3.2.2, y en la Tabla 34 se recogen los valores obtenidos en dichas medidas y la eficiencia del detector en esta condición ideal.

Tabla 34. Medidas realizadas LMN para calibración

Intensidad de la fuente: 68.249,84 n/s		Fecha: 10/05/2014
Parámetros: 750 HV P1=P2=5	N-15A	2.340 n/s cada ng ²⁵² Cf
	cps	29,17 ng ²⁵²Cf_{UPM}
Fondo Recinto	3,53	
Medida ²⁵² Cf	24,60	
Medida ²⁵² Cf+Cono	9,70	
Medida corregida sin retrodispersión	11,37	Eficiencia sin retrodispersión ~0,39 cps/ng ²⁵²Cf

Concluimos que la eficiencia del detector en condiciones ideales, sin retrodispersión de neutrones es de **~0,39 cps/ng de ²⁵²Cf a 200 cm**. Siendo la contribución de los neutrones retrodispersos de más de un 40%, sin embargo, el uso de estos detectores en la práctica siempre tendrá contribución de neutrones de dispersión por causa del suelo en las aduanas donde se instalarían.

Resultados de las medidas estáticas y modelo con los detectores N-15 en el interior del LIN

Los resultados de las medidas corresponden a los dos detectores de neutrones N-15A y N-15B realizadas en el LIN el día 25 de noviembre de 2015, según se mostraba en la Figura 50 del capítulo 3. Las medidas se realizaron con las fuentes a 20 cm más alejadas respecto de las anteriores medidas estáticas en el LMN, es decir, a 220 cm de distancia. La duración de las medidas ha sido de 5 minutos de tiempo; excepto las medidas de fondo, que se realizan durante el doble de tiempo para obtener una mejor estadística, debido a la baja cantidad de emisión de neutrones especificada en el apartado 3.4.2. Dichos resultados se representan en la Tabla 35.

El **ángulo sólido** unitario del detector (N-15) es de **$\Omega = 0,01133$ sr**, valor directamente relacionado con la superficie del detector, **S**, y con la distancia respecto a la fuente que es de 220 cm, **d**, Ecuación 4.1.

$$\Omega = \frac{S}{4\pi d^2} \quad (4.1)$$

La **eficiencia total** E_T , se refiere a las cuentas totales, c , menos las cuentas de fondo, f , dividida entre la emisión total de la fuente en 1 segundo, N_T , Ecuación 4.2.

$$E_T = \frac{c - f}{N_T} \quad (4.2)$$

La **eficiencia intrínseca** E_I , se calcula en porcentaje dividiendo la eficiencia total, E_T , por el ángulo Solido, Ω , Ecuación 4.3.

$$E_I = \frac{E_T}{\Omega} \quad (4.3)$$

Tabla 35. Resultados de las medidas estáticas en el interior del LIN con los detectores de neutrones N-15A y N-15B

Medidas de los detectores ¹⁰ B+ZnS(Ag) N-15A Y N-15B en el LIN a 220 cm fecha: 25/11/2015							
Fuentes de ²⁵² Cf _{UPM} - Intensidad ~ 45.524 n/s - 19,45 ng ²⁵² Cf							
		Medidas de fondo			Medidas con fuentes		
	Detector	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B	N-15 ^a	N-15B	N-15A +N-15B
Medidas Estáticas Interior	Tiempo (s)	600	600	600	300	300	300
	C. totales	235	139	374	4431	4319	8750
	Cuentas/s	0,39	0,23	0,62	14,77	14,40	29,17
	cps/ng ²⁵² Cf	--			0,74	0,73	1,47
Eficiencia Total _{N-15A} =0,000316 Eficiencia Total _{N-15B} =0,000311 Eficiencia Total _{N-15A+B} =0,000627							
Eficiencia Intrínseca _{N-15A} = 27,88% Eficiencia Intrínseca _{N-15B} = 27,47% Eficiencia Intrínseca _{N-15A+B} = 27.70%							

El detector que está más alejado del suelo da una respuesta de **0,74 cps/ng de ^{252}Cf** y el más cercano de **0,73 cps/ng de ^{252}Cf** , se nota que la respuesta es muy similar a la dada en los ensayos realizados en el LMN. Aunque cabe mencionar que las condiciones del ensayo no son idénticas, ya que este se realiza con una separación con respecto a la pared de tan sólo 10 cm, lo que contribuye a los neutrones retrodispersos (Vega-Carrillo *et al.*, 2007), y que la medida corresponde a una fuente 20 cm más alejada, con respecto a las medidas estáticas del LMN.

El N-15B desde el proceso de optimización de parámetros y con las medidas realizadas ha mostrado una leve diferencia con una eficiencia menor que el detector N-15A, posiblemente debido a la existencia de pequeñas variaciones en la fabricación en cuanto al espesor másico del ^{10}B , ya que se coloca mediante spray y puede que no siempre resulte homogéneo.

Tabla 36. Resultados de las medidas estáticas en el interior del LIN con los detectores de neutrones N-15A y N-15B comparativa con modelos MCNPX

Detector	interior	
	Medidas [cps/ng ^{252}Cf]	MCNPX [cps/ng ^{252}Cf]
N-15 A [220 cm]	$0,74 \pm 0,08$	$0,72 \pm 0,04$
N-15 B [220 cm]	$0,73 \pm 0,07$	$0,77 \pm 0,05$

En el apartado siguiente se mostrarán los resultados del detector N-48 en el LMN y LIN, con su comparativa de medidas y modelos; utilizando el proceso de medida explicado en los apartados 3.4.1 y 3.4.2.

Resultados de las medidas y modelo del detector N-48 (LMN y LIN):

El fabricante de los detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ BPI (Bridgeport Instruments LLC, 2012), en dos de sus hojas técnicas de especificaciones del detector N-48 reporta dos distintas eficiencias de detección en cps/ng de ^{252}Cf muy aproximadas de **1,77** y **1,68** a 200 cm; en ambos reportes las medidas se realizaron en el “*Nuclear Engineering and Teaching Laboratory at the University of Texas in Austin*” en las mismas condiciones. Este arreglo corresponde al detector moderado con 25+50 mm de HDPE, dentro de una caja de dimensiones exteriores 152 x 51 x 15 cm³, a una distancia de 200 cm con respecto a una fuente de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{BPI}}$ y a 100 cm de distancia con respecto del suelo. Dicha fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{BPI}}$ moderada con un cilindro de 10,9 cm de diámetro y 7,5 cm de alto de HDPE, considerando según BPI que 1 ng de ^{252}Cf emite 2.100 n/s. La diferencia entre ambos reportes puede ser debida a la incertidumbre de la fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{BPI}} \pm 10\%$.

Para el LMN, se reportan los resultados de medidas y modelos

realizados en las mismas condiciones, documentadas en el apartado 3.4.1 y el modelo MCNPX comparativo descrito en el apartado 3.5.4.

Además, para el LIN, se muestran los resultados de las medidas con el detector N-48 dentro del RPM a 220 cm de distancia con respecto de las fuentes $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, a 143 cm del suelo, procedimentadas en el apartado 3.4.2; y el modelo MCNPX en las mismas condiciones documentado en el apartado 3.5.4. Ambos resultados se muestran en cuentas por segundo por cada nanogramo de californio, cps/ng de ^{252}Cf , en la Tabla 37.

Tabla 37. Medidas en cps/ng ^{252}Cf y $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$

Lugar	Medidas cps/ng ^{252}Cf	MCNPX $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$
LMN/N-48	$1,78 \pm 1,09$	$3,679 \pm 0,20$
LIN/RPM-N-48	$1,92 \pm 1,15$	$3,981 \pm 0,10$

Las medidas estáticas en el LMN reportan **$1,78 \pm 1,09$ cps/ng de ^{252}Cf** , dato muy similar a los dados por BPI en sus hojas de especificaciones.

Las medidas estáticas en el LIN-UPM con el N-48 en el RPM a 220 cm de ^{252}Cf se cuantificaron en **$1,92 \pm 0,115$ cps/ng de ^{252}Cf** , valor que se aleja un poco del reportado por el fabricante. No obstante, deben tenerse en cuenta la posición de los detectores con respecto al suelo; que el detector ahora está dentro del RPM, en el cual existen elementos que influyen en el transporte de los neutrones como aluminio, hierro y una placa extra de HDPE; y que las medidas se han realizado 20 cm más alejadas de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$. Uno de los factores más relevantes a tener en cuenta es la cercanía del RPM con la pared en el LIN, encontrándose a tan solo 10 cm de distancia, con lo cual aumenta la retrodispersión de los neutrones y esto contribuye significativamente a la variación de la eficiencia del detector (Vega-Carrillo *et al.*, 2008).

Con estos datos, se infiere que la eficiencia del ZnS(Ag) del detector N-48 es aproximadamente un ~48%, algo menor a la del N-15 que era de ~53%, lo cual indica que de todas las reacciones ocurrientes en el detector solo el 48% de ellas llegan a ser detectables, lo que representa una mayor pérdida de reacciones ya que este detector es más grande y al ser mayor la distancia recorrida algunos centelleos

terminan antes de llegar al PTM.

Resultados de las medidas estáticas en el interior con el detector N-48 instalado en el pórtico

A continuación se muestran los resultados de las medidas correspondientes al detector de neutrones N-48 instalado dentro del RPM realizadas el 16 de enero de 2014. Las medidas se realizan con las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 220 cm de distancia con respecto del centro geométrico del pórtico, durante un tiempo de 5 minutos divididos en 3000 intervalos de 100 ms. En la Tabla 38 se muestran los resultados del RPM con el N-48 siguiendo el proceso de ensayo especificado en el capítulo anterior en el apartado 3.4.2.

Tabla 38. Resultados de medidas estáticas en el interior para el detector N-48 instalado en el RPM del LIN

Medidas de los detectores $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ N-48 en el LIN a 220 cm	Fecha: 16/01/2014	
Fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ Intensidad: 74070,89 n/s 31,65 ng ^{252}Cf	Medidas Estáticas Interior	
	Medidas de fondo	Medidas con fuentes
Tiempo (s)	60	60
C. totales	34,20	3680
Cuentas/s (cps)	0,57	61,338
cps/ng ^{252}Cf	-	1,92

Para este detector (N-48), el **ángulo sólido** unitario es de $\Omega = 0,003098 \text{ sr}$, calculado según la ecuación 4.1. Como se ha visto antes, mediante la ecuación 4.2 se estima la **eficiencia total**, E_T , y mediante la ecuación 4.3, la **eficiencia intrínseca**, E_I .

4.1.2 Resultados de las medidas dinámicas en el interior del LIN

En este apartado se muestran los resultados de las medidas dinámicas realizadas en el LIN (interior) para los detectores N-15 y N-48, con dos pasos de ida y vuelta. Se determina una media para estimar la eficiencia en cuentas por segundo de cada uno de los detectores, el límite de detección, la eficiencia intrínseca y la eficiencia total de detección.

Resultados de las medidas dinámicas para los detectores N-15 en el interior del LIN

En la Tabla 39 se recogen los resultados de las medidas dinámicas de los detectores de neutrones N-15, y se determina su eficiencia de detección en cuentas por segundo por cada nanogramo de ^{252}Cf ; todos los datos se obtienen con un fichero de salida que se procesa y analizan en una hoja de cálculo.

Tabla 39. Resultados de medidas dinámicas de los detectores N-15 en el interior del LIN

Medidas de los detectores ¹⁰ B+ZnS(Ag) N-15A Y N-15B en el LIN a 220 cm fecha: 25/11/2015							
Fuentes de ²⁵² Cf _{UPM} . Intensidad 45523,99 n/s - 19,45 ng de ²⁵² Cf							
		Medidas de fondo			Medidas con fuentes de ²⁵² Cf _{UPM}		
	Detectores N-15	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B
Medidas dinámicas Interior	Tiempo (s)	20	20	20	1	1	1
	Paso 1	8	8	19	13	15	22
	Paso 2	8	6	14	18	14	29
	Paso 3	19	16	35	16	14	28
	Paso 4	16	13	29	17	12	28
	Media	12,75	11,50	24,25	16,00	13,75	29,75
	cps	0,64	0,58	1,21	16,00	13,75	29,75
	cps/ng ²⁵² Cf	--			0,79	0,68	1,47
Eficiencia Total _{N-15A} =0,000337 Eficiencia Total _{N-15B} =0,000289 Eficiencia Total _{N-15A+B} =0,000626							
Eficiencia Intrínseca _{N-15A} = 29,8% Eficiencia Intrínseca _{N-15B} = 25,5% Eficiencia Intrínseca _{N-15A+B} =27,7%							
Limite de detección con nivel de alarma 7,5 sigmas N-15A=17116 n/s; N-15B=18954 n/s							

Podemos observar tanto en las medidas estáticas como en las medidas dinámicas que el total de eficiencia de ambos detectores es de **1,47 cps/ng de ^{252}Cf** , es decir, en su valor total ambos datos no cambian. Sin embargo, los valores de cada uno de los detectores sí presenta una variación en eficiencia de detección, siendo para las medidas estáticas con el N-15A de 0,74 cps/ng ^{252}Cf , y para el N-15B de 0,73 cps/ng ^{252}Cf ; y para las medidas dinámicas con el N-15A de 0,79 cps/ng ^{252}Cf y para el N-15B de 0,68 cps/ng ^{252}Cf .

El detector más cercano al suelo tiene en ambos casos (medidas dinámicas y estáticas) una eficiencia inferior respecto al detector más

alejado del suelo. Sería de esperar que sucediese lo contrario por la retrodispersión de los neutrones, sin embargo no sucede así. Dicho comportamiento se debe a que el detector N-15B ha mostrado desde la etapa de ajuste y calibración una eficiencia menor respecto al detector N-15A, probablemente debida a variaciones de fabricación en la composición másica del ^{10}B .

Ambos resultados, para el N-15A y N-15B, indican que los detectores modelo N-15 son capaces de detectar alrededor de $\sim 0,70$ cps/ng de ^{252}Cf en esas condiciones de medición en el interior.

Resultados de las medidas dinámicas en el interior del LIN para el detector N-48 en el RPM

En la Tabla 40 se muestran los resultados de las medidas dinámicas del detector N-48, y se determina su eficiencia de detección en cps/ng de ^{252}Cf . Las medidas se realizaron el día 16 de enero de 2014.

Tabla 40. Resultados de medidas dinámicas en el interior del LIN con detectores N-48 instalados en un RPM

Medidas del detectores $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ NR-48 en el LIN a 220 cm fecha: 16/01/2014			
Fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ - Intensidad 74070,89 n/s - 31,65 ng ^{252}Cf			
		Fondo de neutrones	Fuentes ^{252}Cf
	Detector	N-48	N-48
	Tiempo (s)	1	1
Medidas dinámicas Interior (LIN)	Paso 1	0,78	54
	Paso 2	0,82	58
	Paso 3	0,79	73
	Paso 4	0,77	55
	Media	0,78	60
	Cuentas/s	0,78	60
	cps/ng ^{252}Cf	--	1,87

Al comparar los resultados de las detecciones dinámicas (Tabla 40) y estáticas (Tabla 38) del detector se puede observar que la diferencia es pequeña entre ambos valores, 1,92 cps/ng de ^{252}Cf para medidas estáticas y 1,87 cps/ng de ^{252}Cf para medidas dinámicas.

Por tanto, se concluye que el detector tiene la capacidad de detectar alrededor de ~ 2 cps/ng de ^{252}Cf en estas condiciones; valor muy cercano al que se requiere por parte del PNNL para ser equiparable

a la capacidad de detección de los actuales detectores de ^3He (Kouzes *et al.*, 2010a).

A diferencia del detector N-15, con el que se necesitarían alrededor de 4 geometrías del N-15 para lograr 2,5 cps/ng de ^{252}Cf como mínimo. Con este único detector, proponiendo mejoras que aumenten su eficiencia, como un aumento en el espesor de ^{10}B o incluso en el espesor de PMMA, estudiando previamente su comportamiento en diversos espesores, como se realizó en el apartado 4.2.3, podría reemplazarse a los actuales detectores de ^3He instalados en los RPM.

4.1.3 Resultados de las medidas estáticas y dinámicas en el exterior del LIN

En este apartado se muestran los resultados de las medidas estáticas y dinámicas en el exterior para los detectores de neutrones N-15A y N-15B.

Resultados de las medidas estáticas con detectores N-15 en el exterior del LIN y comparación con el modelo

En la Tabla 41 se recogen los resultados de las medidas estáticas efectuadas en el exterior del LIN, los cuales son ilustrativos para cuantificar la eficiencia de detección en condiciones similares a los puntos aduanales, donde la contribución de los neutrones retrodispersos se debe principalmente al suelo.

Tabla 41. Resultados medidas estáticas en el exterior con detectores N-15

Medidas de los detectores ¹⁰ B+ZnS(Ag) N-15a Y N-15b en el LIN a 220 cm fecha: 25/11/2015							
Fuentes de ²⁵² Cf _{UPM} - Intensidad 45523,99 n/s - 19,45 ng de ²⁵² Cf							
		Medidas de fondo			Medidas con fuentes		
	Detectores	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B
Medidas Estáticas Exterior	Tiempo (s)	600	600	600	300	300	300
	C. totales	282	316	598	3500	3289	6789
	Cps	0,47	0,53	1,00	11,67	10,9 6	21,63
	cps/ng ²⁵² Cf	--			0,57	0,54	1,11
Eficiencia Total_{N-15A}=0,000246 Eficiencia Total_{N-15B}=0,000229 Eficiencia Total_{N-15A+B}=0,000475							

Eficiencia **Intrínseca**_{N-15A}= **21,7%** Eficiencia **Intrínseca**_{N-15B}= **20,2%**
 Eficiencia **Intrínseca**_{N15A+B}=**21,0%**

Los detectores tienen una menor eficiencia de detección en el exterior, cuyo valor ha descendido de 1,47 cps/ng de ^{252}Cf a 1,11 cps/ng de ^{252}Cf , lo que indica que la contribución de las paredes en el LIN es de aproximadamente un 25%.

En la Tabla 42 se recogen los resultados de las medidas exteriores y los correspondientes modelos con MCNPX. El detector N-15A, más alejado del suelo, es el que tiene una mayor eficiencia de detección frente al más cercano al suelo N-15B, al contrario de lo esperado. El modelo MCNPX da una respuesta más similar a la esperada, siendo el detector más cercano al suelo el que presenta una mayor eficiencia, cabe recordar que el detector N-15B ha reportado en todos los casos una menor eficiencia que el N-15A.

Tabla 42. Resultados medidas estáticas en el exterior y modelo MCNP

Detector	Exterior	
	Medidas [cps/ng ^{252}Cf]	MCNPX [cps/ng ^{252}Cf]
N-15 A [220 cm]	0,61 ± 0,08	0,68 ± 0,04
N-15 B [220 cm]	0,59 ± 0,07	0,74 ± 0,05

Resultados de las medidas dinámicas de los detectores N-15 en el exterior del LIN

En la Tabla 43 se recogen las medidas en el exterior de los dos pasos de ida y vuelta para los detectores N-15, según se explica en el apartado 3.4.4. Dichas medidas se realizaron el día 25 de noviembre de 2015, en el cual las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, 19,45 ng, daban una emisión de 45.526 n/s.

Se aprecia una leve variación en la eficiencia de detección ante el paso de las fuentes dinámicas respecto a la detección de las fuentes estáticas, variando la eficiencia total de ambos detectores de **1,11 cps/ng de ^{252}Cf a 1,03 cps/ng de ^{252}Cf** . La eficiencia de cada detector ha variado de manera más notable en el N-15B con un valor de 0,54 cps/ng de ^{252}Cf para las medidas estáticas y 0,48 cps/ng de ^{252}Cf para

las medidas dinámicas. Para el detector N-15A la eficiencia no varía prácticamente nada arrojando un valor de 0,57 cps/ng de ^{252}Cf para las medidas estáticas y 0,56 cps/ng de ^{252}Cf para las medidas dinámicas. Este comportamiento relativo entre ambos detectores se ha observado en todas las medidas, siendo el detector N-15B un poco menos eficiente que el N-15A.

Tabla 43. Resultados de medidas dinámicas en el exterior del LIN con los detectores N-15

Medidas de los detectores ¹⁰ B+ZnS(Ag) N-15A Y N-15B en el LIN a 220 cm fecha: 25/11/2015							
Fuentes de ²⁵² Cf _{UPM} - Intensidad 45523,99 n/s - 19,45 ng ²⁵² Cf							
		Medidas de fondo			Medidas con fuentes		
	Detector (i=ida v=vuelta)	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B	N-15A	N-15B	N-15A +N-15B
Medidas dinámicas Exterior	Tiempo (s)	20	20	20	1	1	1
	Paso 1 (i)	12	8	20	8	11	18
	Paso 2 (v)	7	13	20	10	8	18
	Paso 3 (i)	27	9	36	10	9	19
	Paso 4 (v)	10	8	18	18	11	28
	Media	14	9,5	23,5	11,5	9,75	20,75
	Cps	0,70	0,48	1,18	11,50	9,75	20,75
	cps/ng ²⁵² Cf	--			0,56	0,48	1,03
Eficiencia Total _{N-15A} =0,000237 Eficiencia Total _{N-15B} =0,000204 Eficiencia Total _{N-15A+N-15B} =0,000440							
Eficiencia Intrínseca _{N-15A} = 21,10% Eficiencia Intrínseca _{N-15B} = 18,1% Eficiencia Intrínseca _{N15A+B} =19.5%							

Conclusiones sobre los ensayos de los detectores

Con las medidas anteriores se finaliza la parte de ensayos de laboratorio, concluyendo que los detectores, en medidas dinámicas y estáticas, tienen una similar respuesta ante el paso de las fuentes de neutrones. Los detectores N-15A+N-15B son capaces de detectar ~ 1,1 cps/ng de ^{252}Cf de una fuente pasando a través de ellos a una velocidad aproximada de 2,2 m/s a una distancia en torno a 220 cm en el exterior.

Por su lado el detector N-48 tiene la capacidad de detectar ~2 cps/ng de ^{252}Cf de una fuente pasando a través de él en movimiento, 2 m/s aproximadamente, a unos 220 cm de distancia en el interior. Considerando que para los detectores N-15 la diferencia entre medidas en el interior y medidas en el exterior ha sido de un 25%, se estima que

para el detector N-48 en el exterior se obtendría un valor estimado de $\sim 1,5$ cps/ng de ^{252}Cf , no habiendo sido posible comprobarlo en la práctica por dificultades técnicas.

Dentro de un laboratorio como el LMN a más de 200 cm de distancia con respecto a las fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, específicamente 220 cm, los detectores de neutrones N-15 tienen una eficiencia de detección de **$0,74 \pm 0,17$ cps/ng de ^{252}Cf (N-15A); y $0,72 \pm 0,18$ (N-15B) cps/ng de ^{252}Cf** . Para el detector N-48 la eficiencia de detección corresponde a **$1,78 \pm 1,09$ cps/ng de ^{252}Cf** .

4.1.4 Resultados de los modelos en la bancada del CIEMAT (LPN)

Resultados de los modelos de los detectores N-15 (LPN y LMN) con fuentes de neutrones $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf

En el apartado 3.5.4 se ha detallado el modelo MCNPX-CIEMAT para ambas fuentes de ^{252}Cf y $^{241}\text{AmBe}$ situándolas a 400 cm con respecto del suelo y a 200 cm del detector N-15. En la Tabla 44 se muestran los resultados de la respuesta del detector en función del número de reacciones $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ por neutrón emitido. Los resultados obtenidos para el LPN-CIEMAT se comparan con los modelos realizados para el LMN-UPM, aplicando el factor de eficiencia del ZnS(Ag) y considerando que 1ng de ^{252}Cf emite 2.340 n/s. Para el detector N-15 ante fuentes de ^{252}Cf podemos determinar una eficiencia de **$0,733$ cps/ng de ^{252}Cf** en el LMN, y **$0,743$ cps/ng de ^{252}Cf** para el LPN-CIEMAT; teniendo en cuenta que 1 ng corresponde a 2.340 n/s (Profio, 1976) y aplicando un factor de 0,53 para el N-15A.

Tabla 44. Reacciones calculadas con el código MCNPX para el detector N-15 con fuentes de neutrones de ^{252}Cf y $^{241}\text{AmBe}$ para los laboratorios LMN-UPM y LPN-CIEMAT

Fuente de neutrones	MCNPX LMN-UPM ($^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$)/n	MCNPX LMN-UPM Por cps/ng ^{252}Cf	MCNPX LPN-CIEMAT ($^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$)/n	MCNPX LMN-UPM Por cps/ng ^{252}Cf
^{252}Cf	(59,15 $\pm$ 2,0)E-05	$0,734 \pm 0,03$	(59,95 $\pm$ 3,3)E-05	$0,743 \pm 0,04$
$^{241}\text{AmBe}$	(42,84 $\pm$ 2,3)E-05		(47,41 $\pm$ 3,0)E-05	

*Factor de calibración utilizado 0,53 (N-15A)

En la Tabla 45 se muestran los resultados para las 7 posiciones del detector sobre la bancada, con la fuente de $^{252}\text{Cf}_{\text{LPN}}$. Se aplica el factor de eficiencia determinado para el $\text{ZnS}(\text{Ag})$ y sólo se reportan los resultados de los modelos, ya que como se explicó previamente, las medidas no se han podido realizar por la alta intensidad de las fuentes de neutrones, que hace que los detectores se saturen por apilamiento de impulsos. La siguiente tabla sólo es orientativa, en la segunda columna, MCNPX LPN $^{252}\text{Cf}_{\text{LPN}}$, utilizando el factor de eficiencia del N-15A de 53% y el valor de $\ln g$ de ^{252}Cf de 2.340 n/s, se obtiene el resultado a comparar con las medidas si se hubiesen podido realizar con una intensidad de neutrones lo suficientemente baja para evitar los problemas de apilamiento de impulsos mencionados. En la última columna se muestran los resultados de las medidas realizadas en el LMN-UPM que arrojan resultados muy semejantes.

Tabla 45. Distintas medidas modelo N-15 en el LPN-CIEMAT

Distancia [cm]	MCNPX LPN $^{252}\text{Cf-F}$	MCNPX CIEMAT cps/ng ^{252}Cf	cps/ng ^{252}Cf MEDIDAS LMN-UPM
50	5,63E-03 ± 1,22E-04	6,98 ± 0,15	8,90
75	2,76E-03 ± 8,50E-05	3,43 ± 0,11	4,30
100	1,70E-03 ± 6,76E-05	2,11 ± 0,08	2,46
125	1,18E-03 ± 5,58E-05	1,46 ± 0,07	1,67
150	9,94E-04 ± 5,02E-05	1,16 ± 0,06	1,18
175	7,47E-04 ± 4,46E-05	0,93 ± 0,05	0,93
200	5,99E-04 ± 3,30E-05	0,74 ± 0,04	0,74

4.2 Resultados de los distintos modelos con MCNP

En este apartado se presentan los resultados de varios estudios realizados, que se resumen a continuación.

1. Estudio de la función respuesta de ambos detectores, N-48 y N-15.
2. Estudio de la función respuesta del detector N-15 con 10 espesores diferentes de moderador de HDPE, para 29 fuentes monoenergéticas de neutrones y para dos fuentes isotópicas de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf .

3. Estudio de la función respuesta del detector N-15 con distintos espesores internos de PMMA.
4. Estudio de la influencia de la posición de los detectores N-15 y N-48 con respecto del suelo, efecto *room return*.
5. Estudio de la eficiencia de los detectores N-15 y N-48 ante una fuente moderada y blindada de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$.
6. Estudio de distintos prototipos de detectores mejorados: N-15 plus y N-48 plus.
7. Finalmente, se presenta un modelo realista en aduanas con 4 distintos RPMs con detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ para detectar el paso de material SNM.

4.2.1 Respuesta de los detectores N-15 y N-48

En la Figura 93 se representa la respuesta a las reacciones del detector N-15 en tres distintas condiciones: desnudo, con el moderador de 12+24 mm HDPE, y con el moderador de 24+36+48 mm de HDPE. Este último será el más importante ya que corresponde a los requisitos de moderación de los detectores alternativos (con moderador de 25+50mm de HDPE, difiere por algunos milímetros); además es con el que se han realizado todas las medidas. Véanse los resultados de los modelos que se explican en el apartado 3.5.2.

El primer caso se expresa con la línea de color rojo punteada correspondiente a la respuesta del detector desnudo, se aprecia que la respuesta decrece notablemente para altas energías, lo que indica que es poco eficiente para neutrones rápidos.

Se nota claramente la importancia del moderador para el detector moderado con 24+36+48 mm de HDPE, correspondiente a la línea negra punteada con rombos. Consideramos que es el mejor de ambos moderadores, ya que la respuesta permanece casi constante para el mayor rango de energías de neutrones.

La gráfica de la Figura 94 representa la función respuesta del en términos de flujo de neutrones del detector en el total de las celdas de ^{10}B . La respuesta del detector en términos de las reacciones ocurrentes

en el ^{10}B sería la anterior Figura 93, ya que representa las reacciones producidas por los neutrones que inciden en el detector.

Figura 93. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón N-15

Figura 94. Respuesta a la fluencia de neutrones en función de la energía del neutrón incidente por cada neutrón emitido, detector N-15

A diferencia de la respuesta a las reacciones, la respuesta mayor a la fluencia del detector corresponde al detector desnudo, y el de menor fluencia a la del detector de mayor espesor de HDPE, 24+36+48 mm. La respuesta se expresa normalizada.

Seguidamente, en la Figura 95 se representa la función respuesta a las reacciones ocurrentes en el ^{10}B , $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$, para cada uno de los detectores N-15 y N-48, en condición desnudos y moderados con 24+36+48 y 25+50 mm de HDPE respectivamente, con el fin de comparar la respuesta entre ambos. Se observa que ambos detectores responden de la misma manera pero con una leve mejora en la cantidad total de reacciones ocurrentes para el N-48, debida al área de detección de cada uno.

Figura 95. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón N-15 Y N-48

4.2.2 Respuesta con distintos espesores de HDPE (N-15)

En este apartado se muestra la respuesta del detector N-15 para 29 distintas fuentes monoenergéticas de neutrones y para fuentes isotópicas de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf , modelados para 10

distintos espesores frontales de HDPE, según se describe en el apartado 3.5.3 del capítulo 3.

Respuesta del detector N-15 con 10 espesores distintos de HDPE para 29 fuentes mono energéticas

En la Figura 96 se muestra la respuesta del detector N-15 ante 29 fuentes monoenergéticas de neutrones, desde 10^{-9} a 20 MeV, para 10 distintos espesores de HDPE, 10, 20, 30, 40, 50, 60, 70, 80, 90 y 100 mm de HDPE frontal. Véanse las reacciones $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ ocurrentes en el ^{10}B de todo el detector en cada una de las zonas sensibles de las capas $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$.

Figura 96. Respuesta $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón del detector N-15 para 29 fuentes monoenergéticas con 10 moderadores distintos de HDPE 10-100 mm

Los resultados muestran una constancia en el intervalo desde 10^{-7} a 1 MeV para los espesores entre 30 y 40 mm de HDPE, dando una respuesta más lineal para mayores rangos de energías de neutrones. Se aprecia que conforme el espesor del moderador aumenta, la respuesta para los neutrones de bajas energías disminuye, pero a su vez aumenta

para energías mayores. Este comportamiento es similar por ejemplo al reportado en los sistemas espectrométricos de esferas Bonner, debido a la moderación de los neutrones (Mazrou *et al.*, 2010).

La Figura 97 recoge la respuesta en fluencia para los 10 distintos moderadores de HDPE para el rango de 29 energías. El moderador de 10 mm presenta una fluencia prácticamente lineal para todas las energías, siendo más evidente a partir de neutrones de 10^{-7} MeV. Por otro lado, es notorio que va descendiendo la respuesta para bajas energías a mayor moderación de neutrones lo que indica cómo va moderando la cantidad de los neutrones incidentes según su moderación.

Figura 97. Respuesta a la fluencia en función de la energía del neutrón del detector N-15 para 29 fuentes monoenergéticas con 10 moderadores distintos de HDPE 10-100 mm

Con ayuda de las gráficas del comportamiento de las reacciones ocurrientes en la totalidad de las zonas sensibles del detector podemos determinar el comportamiento del detector en cada condición estudiada, según la energía del neutrón incidente.

Respuesta para dos fuentes isotópicas de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf para 10 distintos espesores de HDPE

La Figura 98 muestra la respuesta de cada capa sensible del detector al número de reacciones $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ ante una fuente ideal de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$, para cada uno de los 10 distintos espesores de HDPE. Se presentan los resultados de los modelos descritos en el apartado 3.5.3 del capítulo 3.

Figura 98. Respuesta $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón antes $^{241}\text{AmBe}$ para 10 distintos espesores de HDPE 10-100 mm.

Y en la Figura 99 se muestra la respuesta de cada capa sensible del detector ante una fuente de neutrones ideal de ^{252}Cf , con 10 distintos espesores de HDPE, como se mencionó en el Figura 72 del capítulo 3.

A continuación, en la Figura 100 se comprueba que para la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ el mayor número de reacciones se presenta con un moderador de 50 mm, mientras que para el ^{252}Cf con un moderador de 40 mm de HDPE. Esto se debe a que la energía promedio de cada fuente es distinta, siendo de aproximadamente 5 MeV para el $^{241}\text{AmBe}$ y 2 MeV para el ^{252}Cf (Vega-Carrillo *et al.*, 2005), por lo que los neutrones del $^{241}\text{AmBe}$ requieren de un mayor espesor de HDPE para ser termalizados; también se puede apreciar dicho comportamiento en la Figura 97.

Figura 99. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón ante ^{252}Cf para 10 distintos espesores de HDPE 10-100 mm.

Este estudio resulta interesante para nuevos sistemas de detección de neutrones que no tengan que cumplir con las restricciones de tener las mismas dimensiones de 25+50 mm HDPE, para verificar si la eficiencia mejora y en qué caso mejora.

Figura 100. Respuesta $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ en función de la energía del neutrón N-15 para dos fuentes de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf con 10 distintos espesores de HDPE 0-100 mm

4.2.3 Resultados del estudio de eficiencia del detector N-15 variando el espesor de PMMA interno

En este apartado se muestra la respuesta, ante 29 fuentes monoenergéticas de neutrones de 10^{-9} a 20 MeV, del detector de neutrones de N-15 con distintos espesores internos de PMMA. Por un lado el actual detector N-15 con espesores internos de PMMA de 0,635 cm y por otro con un mayores espesores de PMMA de 0,800 cm; en condición desnudo y también con moderador de HDPE de 24+36+48 mm. Los resultados se incluyen en la Figura 101, obtenidos con el modelo que se explicó en el apartado 3.5.5.

Figura 101. Respuesta calculada en función de la energía del detector N-15 desnudo y moderado para un espesor mayor de PMMA de 0,800 cm comparada con el actual espesor de 0,635 cm

En el caso del detector desnudo se identifican ambas respuestas con línea continua, una azul con rombos para el actual detector N-15 y otra roja con círculos para el detector con el espesor mayor de PMMA. En estas dos respuestas se nota claramente la diferencia entre ambas, presentando el detector desnudo con PMMA 0,800 cm un notorio incremento en el total de reacciones ocurrientes en el ^{10}B de todas las capas sensibles de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$. La curva de la respuesta se aprecia

similar pero con una mayor eficiencia respecto al actual detector de 0,635 cm PMMA.

En el caso del detector moderado se identifican ambas respuestas con la línea discontinua, una azul con cuadrados para el actual detector y otra roja con triángulos para el detector de mayor espesor. En estas condiciones la diferencia es menos notoria que con el detector desnudo, pero aun así se aprecia una curva similar con un mayor número total de reacciones para el detector con el mayor espesor de PMMA.

En la Figura 102 se observa la respuesta del detector N-15 en cps/ng de ^{252}Cf para distintos espesores de PMMA en el interior del detector, ante fuentes de neutrones de californio situadas a 200 cm; teniendo en cuenta que 1 ng ^{252}Cf equivale a 2,340 n/s (Profio, 1979).

Figura 102. Respuesta calculada del detector N-15 en cps/ng- ^{252}Cf , variando el espesor de PMMA para el detector N-15 desnudo y moderado.

En la Tabla 46 se indica una columna con la diferencia entre el valor del actual detector y con el espesor de PMMA indicado.

Se observa una diferencia en la eficiencia del detector de hasta un 13,9% para el detector moderado con 1,00 de PMMA con respecto al

actual detector de 0,635 cm. Para el detector desnudo se obtiene una diferencia en la eficiencia de hasta un 134%, se nota como va aumentando la eficiencia conforme se incrementa el espesor de PMMA. El estudio sólo abarca hasta PMMA de un 1,00 cm de espesor.

Tabla 46. Cuentas por segundo calculadas por ng ^{252}Cf . Porcentaje de diferencia con respecto al actual detector de 0,635 cm PMMA

PMMA Espesor [cm]	Detector desnudo MCNPX cps/ng ^{252}Cf	~ % con respecto a 0,635 cm PMMA	Detector con HDPE MCNPX cps/ng ^{252}Cf	~ % con respecto a 0,635 cm PMMA
0,100	0,0056 ± 0,0011	-89,57	0,521 ± 0,020	-22,31
0,150	0,0073 ± 0,0013	-86,51	0,530 ± 0,020	-20,95
0,200	0,0094 ± 0,0016	-82,67	0,546 ± 0,022	-18,50
0,250	0,0112 ± 0,0018	-79,23	0,567 ± 0,022	-15,35
0,300	0,0143 ± 0,0022	-73,38	0,575 ± 0,023	-14,29
0,350	0,0183 ± 0,0024	-66,33	0,597 ± 0,024	-10,89
0,400	0,0239 ± 0,0031	-55,60	0,619 ± 0,024	-7,70
0,450	0,0276 ± 0,0033	-48,67	0,625 ± 0,024	-6,82
0,500	0,0336 ± 0,0037	-37,50	0,635 ± 0,025	-5,30
0,550	0,0407 ± 0,0042	-24,56	0,654 ± 0,026	-2,46
0,600	0,0478 ± 0,0047	-10,83	0,670 ± 0,026	-0,091
0,635	0,0538 ± 0,0050	-	0,671 ± 0,026	-
0,700	0,0653 ± 0,0057	21,288	0,695 ± 0,027	3,60
0,750	0,0745 ± 0,0061	38,42	0,708 ± 0,028	5,52
0,800	0,0816 ± 0,0063	51,57	0,726 ± 0,028	8,23
0,850	0,0925 ± 0,0068	71,76	0,732 ± 0,028	9,15
0,900	0,1063 ± 0,0075	97,42	0,736 ± 0,028	9,77
0,950	0,1139 ± 0,0078	111,45	0,762 ± 0,028	13,66
1,000	0,1260 ± 0,0084	134,08	0,764 ± 0,029	13,89

Evidentemente, estos datos resultan interesantes de cara al diseño y fabricación de nuevos detectores, para optimizar la configuración interna del detector. El espesor actual de PMMA en los detectores de BPI se debe probablemente al tamaño del PTM, para evitar que sea más grueso que el diámetro del mismo.

4.2.4 Resultados del estudio del efecto room-return sobre la eficiencia de los detectores

Para estudiar la importancia del efecto de la retrodispersión de neutrones o efecto *room-return* en la implementación práctica de los detectores a la intemperie, la Tabla 47 muestra la respuesta calculada para los detectores N-48 y N-15 en cps/ng de ^{252}Cf en el exterior frente a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ situadas a 200 cm de distancia horizontal, variando la distancia con respecto al suelo desde 50 cm para el N-15, y

desde 75 cm para el N-48, ya que es la mínima que permite la geometría de este detector, según se explicó en el capítulo 3, apartado 3.5.6. La ubicación de la fuente se fijó en 100 cm de altura sobre el suelo.

Tabla 47. Eficiencia de los detectores en cps/ng de ^{252}Cf con respecto a su posición sobre el suelo en el exterior, a 200 cm de distancia de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$

Distancia respecto al suelo (cm)	Detector N-48 cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	Detector N-15 cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$
200	$1,16 \pm 0,06$	$0,57 \pm 0,04$
175	$1,33 \pm 0,06$	$0,66 \pm 0,04$
150	$1,48 \pm 0,07$	$0,70 \pm 0,04$
125	$1,60 \pm 0,07$	$0,81 \pm 0,05$
100	$1,67 \pm 0,07$	$0,85 \pm 0,05$
75	$1,70 \pm 0,07$	$0,86 \pm 0,05$
50	-	$0,83 \pm 0,05$
25	-	$0,78 \pm 0,04$

Se observa que la eficiencia de los detectores varía en función de su posición sobre el suelo. En ambos casos la mayor eficiencia se consigue al ubicar los detectores a 75 cm de altura sobre el suelo, probablemente debida a la mayor contribución de neutrones retrodispersados por el suelo, dada la altura a la que se situó la fuente.

La eficiencia de ambos detectores cambia según su posición, lo cual indica que se hace necesario caracterizar cada detector dentro de los RPM, seleccionando la posición óptima en cada caso, es decir realizando la calibración “*in situ*”. La posición de la fuente con respecto al suelo también es importante ya que de ello dependerá el cambio de eficiencia en los detectores.

4.2.5 Resultados sobre eficiencia ante una fuente de neutrones moderada $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$

En la Tabla 48 se recoge la respuesta en cps/ng de ^{252}Cf en el exterior para tres diferentes modelos utilizando detectores tipo N-15 situados a 200 cm de las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$; modelos explicados en el apartado 3.5.7: modelo A (dos detectores en panel vertical), B (un detector colocado horizontalmente, apaisado) y C (un detector colocado verticalmente). Además, para esa misma fuente, se ha considerado también un modelo para el detector N-48 dentro del RPM en el exterior.

Estos modelos se realizan con la finalidad de comparar datos con una fuente moderada con 2,5 cm de HDPE y blindada con 0,5 cm de plomo, $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$, según las características que tienen las fuentes del PNNL moderadas. Los valores calculados se escalan para el valor de 1 ng de ^{252}Cf equivalente a 2.340 n/s.

Tabla 48. Eficiencia de los detectores N-15 y N-48 en cuentas por segundo por cada nanogramo de ^{252}Cf a 200 cm para una fuente moderada $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$

Modelo	[cps/ng ^{252}Cf] $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$			
Modelo A (dos detectores N-15)	N-15A	0,90 ± 0,05	N-15B	0,94 ± 0,05
Modelo B (un detector N-15 en posición horizontal)	0,92 ± 0,05			
Modelo C (un detector N-15 en posición vertical)	0,93 ± 0,05			
Modelo N-48 en el exterior del RPM	1,79 ± 0,07			

La respuesta del detector N-15 en el exterior con las fuentes modeladas de la UPM era de $\sim 0,74 \pm 0,05$ cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, y la respuesta en las mismas condiciones, mismo arreglo geométrico en el exterior, para el modelo de las fuentes como las del laboratorio PNNL es de $\sim 0,93 \pm 0,04$ cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$. Ello indica que la moderación inicial de los neutrones emitidos por la fuente facilita su posterior detección, dando una mayor eficiencia.

La respuesta del detector N-48 en el interior con las fuentes de la UPM se determinó en $\sim 1,92 \pm 0,07$ cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, valor estimado en el apartado 4.1.4. En el exterior, mientras que para las fuentes de la UPM se determina una respuesta del N-48 de $\sim 1,5$ cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$, para las fuentes del PNNL resulta ser de $\sim 1,79 \pm 0,04$ cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$, resultados que responden a los detectores en el exterior a la misma distancia con respecto al suelo 145 cm, y que corroboran lo observado anteriormente para esta fuente moderada.

4.2.6 Respuesta del sistema de detección mejorado N-15 plus en un RPM

En la Tabla 49 se muestra la respuesta de cada uno de los detectores **N-15 plus** con la configuración indicada en el apartado 3.5.9 (véase Figuras 83 y 84 del capítulo 3), incrementando el porcentaje de ^{10}B en un 30% y aumentando el grosor de las placas de PMMA de 6,35

mm a 8 mm, con respecto al detector N-15 estándar. La suma total de las cps/ng de ^{252}Cf en el RPM con tres detectores N-15 plus se acerca a las 2,5 cps/ng de ^{252}Cf necesarias para ser considerados como alternativa de reemplazo de los detectores de ^3He (Kouzes *et al.*, 2008b). Estos modelos se realizan con un modelo de la fuente similar a la del laboratorio PNNL.

Tabla 49. Respuesta de tres detectores N-15 plus en un RPM ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200cm de distancia

N-15 plus	cps/ng ^{252}Cf (verticales)	cps/ng ^{252}Cf (horizontales)
A (superior)	$0,82 \pm 0,04$	$0,81 \pm 0,04$
B (centro)	$0,86 \pm 0,05$	$0,85 \pm 0,05$
C (inferior)	$0,71 \pm 0,04$	$0,70 \pm 0,04$
TOTAL	$2,39 \pm 0,09$	$2,36 \pm 0,09$

Para comparar, en la Tabla 50 se recoge la respuesta del detector N-15 estándar, para un sistema de detección de neutrones con los tres detectores llamándolos N-15A, N15B y N15C como se explica en el apartado 3.5.8, se observa que su valor total es menor que el reportado para los N-15plus y que se aleja del resultado necesario de 2,5 cps/ng de ^{252}Cf en aproximadamente un 15%.

Tabla 50. Respuesta de los detectores N-15 estándar en un RPM ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ a 200cm de distancia

N-15 (estándar)	cps/ng ^{252}Cf (Verticales)
A (superior)	$0,73 \pm 0,04$
B (centro)	$0,77 \pm 0,05$
C (inferior)	$0,63 \pm 0,04$
TOTAL	$2,13 \pm 0,09$

El sistema RPMs con tres detectores N-15 (estándar de fábrica), tiene una respuesta de $\sim 2,13 \pm 0,09$ cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ y el sistema con tres detectores N-15 plus (modelado) tienen una respuesta de $\sim 2,4 \pm 0,1$ cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$. Si se selecciona un modelo diferente con un mayor espesor de PMMA, según se estudia en el apartado anterior, se espera que la eficiencia aumente alcanzando en su totalidad la cantidad de 2,5 cps/ng de ^{252}Cf , y teniendo en cuenta la incertidumbre $\pm 0,09$ el sistema cumple la eficiencia deseada.

Los resultados anteriores indican que los cambios de moderación interna de PMMA y el incremento de la cantidad de ^{10}B en el detector permiten que este aumente su eficiencia de detección, haciendo que un

sistema con tres N-15plus pueda llegar a la eficiencia requerida para un RPM de 2,5 cps/ng ^{252}Cf .

La orientación de los detectores en vertical u horizontal no influye notablemente en la eficiencia; ya que en la posición vertical se obtienen $\sim 2,39 \pm 0,1$ cps/ng y en la posición horizontal $\sim 2,36 \pm 0,1$ cps/ng. Sin embargo para optimizar el espacio ya existente en los RPMs es más adecuada la posición vertical. Con esta configuración de los detectores, el espacio geométrico permite reemplazar los detectores de ^3He por tres detectores N-15 plus sin tener que cambiar la estructura de los RPMs.

4.2.7 Respuesta del sistema de detección mejorado N-48plus en un RPM

En la Tabla 51 se muestra la respuesta de cada uno de los detectores N-48 plus para las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ y $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$, modelos explicados en el apartado 3.5.10 (véase Figura 86 del capítulo 3).

Tabla 51. Respuesta de los detectores de neutrones N-48 plus en un RPM ante fuentes de ^{252}Cf a 200cm

Detectores	N-48 plus con 0,8 cm PMMA	N-48 plus con 1,0 cm PMMA
	cps/ng ^{252}Cf	cps/ng ^{252}Cf
Fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$	$1,94 \pm 0,09$	$2,34 \pm 0,08$
Fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$	$2,14 \pm 0,09$	$2,57 \pm 0,08$

La eficiencia total obtenida para el detector N-48 plus (0,8 cm PMMA) es de 1,94 cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ y 2,14 cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$. Para el N-48 plus (1,0 cm PMMA) la eficiencia es de 2,34 cps/ng de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ y de 2,57 cps/ng $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$. Ante las fuentes moderadas del PNNL, el detector incrementa su eficiencia en un 20% aproximadamente, de forma similar a lo observado para el detector N-15. Cuando aumentamos el espesor de PMMA hasta 1,0 cm, la respuesta para ambas fuentes se aproxima al valor de 2,5 cps/ng de ^{252}Cf (o incluso lo sobrepasa ligeramente), por lo que este detector puede ser considerado una alternativa de reemplazo de los detectores de ^3He .

4.2.8 Resultados del modelo realista de detección de SNM en aduanas

El planteamiento general del modelo realista para valorar la capacidad de detección de los RPMs en puntos fronterizos ante el paso de material SNM camuflado, se documentaba en la sección 3.5.11 del capítulo 3. En la Tabla 52 se muestran los resultados de este modelo para el paso de un vehículo con material SNM circulando a través de 4 distintos RPMs con detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$.

En color azul se muestra la respuesta justo cuando el contenedor pasa delante de dicho detector: primero, ante el sistema de detección de neutrones con detectores N-15; después, ante los RPMs con detectores N-48 y N-48 plus; y por ultimo ante el RPM con tres detectores N-15 plus. En dicha tabla se muestran todos los resultados de los 24 modelos realizados en total; posteriormente, en las Tablas 53 y 54 se muestra el resumen con solo la respuesta de cada detector de interés.

Se puede observar que los valores de detección para el HEU en todas las condiciones están por debajo de la unidad, es decir, los valores de emisión de neutrones para este SNM están por debajo del umbral de alarma ya que son menores al fondo natural de neutrones, por lo que los detectores no serían capaces de detectar su paso ante los RPM.

Por el contrario, los sistemas sí que serían capaces de detectar el ^{239}Pu y las fuentes de ^{252}Cf . En las Tablas 53 y 54 se muestra la respuesta calculada para cada uno de los detectores en las tres distintas posiciones descritas, es decir, en el momento en que el material pasa frente a cada uno de ellos: posición 1, frente al sistema con detectores N-15; posición 2, frente a los pórticos con un detector N-48 y con un detector N-48plus, uno a cada lado; posición 3, frente al pórtico con detectores N-15 plus. Los resultados de MCNP son dados por cada neutrón emitido, por lo que en cada uno de los casos se multiplicará por su correspondiente intensidad de la fuente: 2.340,00 n/s por cada nanogramo de ^{252}Cf (Vega-Carrillo, 1988 and Profio 1979); 2,14 n/s para 500g de HEU 70%; 15,12 n/s para 500g de HEU 70%; y 99.455,77 n/s para 515g de ^{239}Pu (DOE, 1997). En estas tablas se

observa que en todos los casos el RPM más eficiente es el que contiene los detectores de neutrones plus, tanto N-15 plus como N-48plus.

Tabla 52. Capacidad de detección de los RPM en un punto aduanal ante SNM

Det	SNM	Posición 1	Posición 2	Posición 3
N-15	²⁵² Cf*	2,557 ± 0,090	1,274 ± 0,063	0,349 ± 0,032
	²⁵² Cf*+B	1,609 ± 0,071	0,812 ± 0,097	0,217 ± 0,026
	70 % HEU**	2,53E-03 ± 8,48E-05	1,27E-03 ± 5,97E-05	3,41E-04 ± 3,02E-05
	HEU+B	1,50E-03 ± 6,42E-05	7,69E-04 ± 14,59E-05	2,03E-04 ± 2,33E-05
	94 % HEU**	1,85E-02 ± 6,14E-04	9,25E-03 ± 4,29E-04	2,45E-03 ± 2,17E-04
	HEU+B	1,12E-02 ± 4,75E-04	5,61E-03 ± 3,31E-04	1,52E-03 ± 1,73E-04
	²³⁹ Pu***	134,611 ± 4,246	68,231 ± 3,010	17,961 ± 1,513
N-48	²⁵² Cf*	1,354 ± 0,021	1,806 ± 0,038	0,535 ± 0,021
	²⁵² Cf*+B	0,842 ± 0,016	1,134 ± 0,036	0,408 ± 0,011
	70 % HEU**	1,33E-03 ± 2,07E-05	1,76E-03 ± 2,22E-05	6,42E-04 ± 1,33E-05
	HEU+B	7,86E-04 ± 1,45E-05	1,06E-03 ± 1,70E-05	3,90E-04 ± 1,02E-05
	94 % HEU***	9,79E-03 ± 1,44E-04	1,30E-02 ± 3,02E-04	4,66E-03 ± 1,71E-04
	HEU+B	5,92E-03 ± 1,11E-04	7,85E-03 ± 1,40E-04	2,83E-03 ± 1,29E-04
	²³⁹ Pu****	71,686 ± 0,975	94,030 ± 1,160	34,180 ± 0,666
N-48 plus	²⁵² Cf*	1,462 ± 0,022	1,919 ± 0,025	0,692 ± 0,015
	²⁵² Cf*+B	0,931 ± 0,018	1,183 ± 0,038	0,438 ± 0,012
	70 % HEU**	1,45E-03 ± 2,07E-05	1,92E-03 ± 2,40E-05	8,60E-03 ± 1,41E-05
	HEU+B	8,60E-04 ± 1,59E-05	1,14E-03 ± 1,84E-05	4,08E-04 ± 1,09E-05
	94 % HEU***	1,07E-02 ± 1,52E-04	1,39E-02 ± 3,02E-04	5,04E-03 ± 1,03E-04
	HEU+B	6,38E-03 ± 1,15E-04	8,39E-03 ± 1,34E-04	3,01E-03 ± 7,96E-05
	²³⁹ Pu****	77,608 ± 1,050	101,695 ± 1,201	36,773 ± 0,717
N-15 plus	²⁵² Cf*	0,530 ± 0,041	1,595 ± 0,072	2,627 ± 0,093
	²⁵² Cf*+B	0,323 ± 0,032	1,013 ± 0,109	1,643 ± 0,073
	70 % HEU**	5,22E-04 ± 3,85E-05	1,60E-03 ± 6,78E-05	2,60E-03 ± 8,79E-05
	HEU+B	3,07E-04 ± 2,94E-05	9,34E-04 ± 5,13E-05	1,54E-03 ± 6,69E-05
	94 % HEU***	3,79E-03 ± 2,78E-04	1,16E-02 ± 4,91E-04	1,91E-02 ± 6,40E-04
	HEU+B	2,18E-03 ± 2,07E-04	6,94E-03 ± 3,78E-04	1,13E-02 ± 4,88E-04
	²³⁹ Pu****	28,192 ± 1,963	84,633 ± 3,405	138,420 ± 4,409
Detector frente a SNM/Fuente				
		N-15	N-48 N-48 plus	N-15 plus

*1 ng ²⁵²Cf produce ~2.340,0 n/s, **~500g HEU 70% producen ~2,14 n/s

~500g HEU 94% producen ~15,12 n/s , *~500g ²³⁹Pu producen 99.455,77 n/s

Finalmente, y para tener una estimación de su orden de magnitud, en la Tabla 55 se muestra la dosis equivalente calculada para el conductor del vehículo en cada uno de los casos para los SNM definidos previamente en condición desnuda y en la Tabla 56 en condición blindada. Para tener la tasa de dosis para fuentes diferentes de las consideradas en el cálculo, habría que multiplicar por la relación de intensidades existente entre ellas.

Tabla 53. Capacidad de detección de los RPM con detectores N-15 y N-15 plus, para diferentes fuentes y SNM justo frente a cada detector

Fuente o SNM		(3) N-15	(3) N-15 plus
$^{252}\text{Cf}^*$		$2,557 \pm 0,090$	$2,627 \pm 0,093$
$^{252}\text{Cf}^* + \text{B}$		$1,609 \pm 0,071$	$1,643 \pm 0,073$
70%	HEU**	$2,53\text{E}-03 \pm 8,48\text{E}-05$	$2,60\text{E}-03 \pm 8,79\text{E}-05$
	HEU+B	$1,50\text{E}-03 \pm 6,42\text{E}-05$	$1,54\text{E}-03 \pm 6,69\text{E}-05$
94%	HEU***	$1,85\text{E}-02 \pm 6,14\text{E}-04$	$1,91\text{E}-02 \pm 6,40\text{E}-04$
	HEU+B	$1,12\text{E}-02 \pm 4,75\text{E}-04$	$1,13\text{E}-02 \pm 4,88\text{E}-04$
$^{239}\text{Pu}^{****}$		$134,611 \pm 4,246$	$138,420 \pm 4,409$
$^{239}\text{Pu}+\text{B}$		$84,985 \pm 4,516$	$89,264 \pm 3,308$

*1 ng ^{252}Cf produce $\sim 2.340,00$ n/s, ** $\sim 500\text{g}$ HEU 70% produce $\sim 2,14$ n/s

*** $\sim 500\text{g}$ HEU 94% produce $\sim 15,12$ n/s, **** $\sim 500\text{g}$ ^{239}Pu produce $99.455,77$ n/s

Tabla 54. Capacidad de detección de los RPM con detector N-48 y N48-plus, para diferentes fuentes y SNM justo frente a cada detector

Fuente o SNM		(3) N-48	(3) N-48 plus
$^{252}\text{Cf}^*$		$1,806 \pm 0,038$	$1,919 \pm 0,025$
$^{252}\text{Cf}^* + \text{B}$		$1,134 \pm 0,036$	$1,183 \pm 0,038$
70%	HEU**	$1,76\text{E}-03 \pm 2,22\text{E}-05$	$1,92\text{E}-03 \pm 2,40\text{E}-05$
	HEU+B	$1,06\text{E}-03 \pm 1,70\text{E}-05$	$1,14\text{E}-03 \pm 1,84\text{E}-05$
94%	HEU***	$1,30\text{E}-02 \pm 3,02\text{E}-04$	$1,39\text{E}-02 \pm 3,02\text{E}-04$
	HEU+B	$7,85\text{E}-03 \pm 1,40\text{E}-04$	$8,39\text{E}-03 \pm 1,34\text{E}-04$
$^{239}\text{Pu}^{****}$		$94,030 \pm 1,160$	$101,695 \pm 1,201$
$^{239}\text{Pu}+\text{B}$		$59,562 \pm 1,281$	$63,767 \pm 1,260$

*1 ng ^{252}Cf produce $\sim 2.340,00$ n/s, ** $\sim 500\text{g}$ HEU 70% produce $\sim 2,14$ n/s

*** $\sim 500\text{g}$ HEU 94% produce $\sim 15,12$ n/s, **** $\sim 500\text{g}$ ^{239}Pu produce $99.455.77$ n/s

Todos los resultados se dan en $\mu\text{Sv/h}$ y se desglosa según cada parte del cuerpo del maniquí, cabeza, cuello, tórax, lumbar piernas y brazos. No se ha estimado la dosis equivalente al no disponer de dosis equivalentes para todos los órganos que intervienen en su cálculo, pero típicamente no estaría muy lejos del valor obtenido como dosis equivalente para el tórax.

Tabla 55. Dosis equivalente en cada uno de los casos para el conductor

Sección	^{252}Cf $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})	70% HEU $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})	94% HEU $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})	^{239}Pu $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})
Cabeza	3,58	$3,62\text{E}-03$	$2,69\text{E}-02$	198
Cuello	3,36	$3,30\text{E}-03$	$2,50\text{E}-02$	176
Tórax	2,30	$2,36\text{E}-03$	$1,72\text{E}-02$	127
Lumbar	2,27	$2,32\text{E}-03$	$1,69\text{E}-02$	125
Piernas	9,27	$9,38\text{E}-03$	$6,86\text{E}-02$	507
Brazos	5,71	$5,81\text{E}-03$	$4,25\text{E}-02$	310

Tabla 56. Dosis equivalente en cada uno de los casos para el conductor, material blindado

Sección	$^{252}\text{Cf}+\text{B}$ $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})	70% HEU+B $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})	94% HEU +B $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})	$^{239}\text{Pu}+\text{B}$ $\mu\text{Sv/h}$ (10^{-4})
Cabeza	2,10	1,91E-03	1,46E-02	107
Cuello	1,97	1,75E-03	1,31E-02	99,8
Tórax	1,37	1,26E-03	9,49E-02	71,1
Lumbar	1,35	1,24E-03	9,13E-02	69,5
Piernas	5,48	5,05E-03	3,76E-02	283
Brazos	3,32	3,15E-03	2,32E-02	173

Capítulo 5

Conclusiones

5 Conclusiones

En la presente Tesis doctoral se han estudiado y caracterizado sistemas de detección de neutrones alternativos a los basados en ^3He , para poder atajar el posible tráfico ilícito de SNM en fronteras y puntos críticos. Los detectores de neutrones son complementarios de los detectores de fotones gamma en los sistemas pasivos de detección, como los RPMs. Debido a la relativamente pequeña emisión de neutrones del HEU, el papel principal de los detectores de neutrones es esencialmente la detección del plutonio, el cual emite una señal significativa de neutrones, ya que por otro lado los detectores de fotones de PVT presentan muchas variaciones de fondo causadas por los materiales NORM.

Ante la escasez creciente de ^3He en los últimos años, los detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ son una alternativa interesante para su reemplazo en los RPMs y a su estudio experimental y teórico se ha dedicado este trabajo, tomando fundamentalmente como base dos tipos de detectores fabricados por la empresa BPI: el N-15 y el N-48.

Eficiencia intrínseca y propiedades físicas de los detectores

En primer lugar, se ha desarrollado un procedimiento de **ajuste y calibración** que permite **optimizar los parámetros** de HV, P1 y P2 de los detectores de BPI; con este procedimiento se obtienen los parámetros más adecuados para el uso de estos detectores que minimice la interferencia de la radiación gamma, para así mejorar la capacidad de detección de neutrones. Los resultados muestran un valor muy semejante al dado por el fabricante.

Se realizaron medidas estáticas en el Laboratorio de Medidas Neutrónicas, LMN-UPM, colocando los detectores N-15 y N-48 ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ moderadas con 0,7 cm de espesor de HDPE, a 200 cm de distancia y a 300 cm sobre el suelo, según especifica la correspondiente norma ANSI N42.35 (ANSI, 2006), obteniendo de estos ensayos una **eficiencia de detección** de cada detector en cuentas por segundo por cada nanogramo de material sensible, de **~0,74 cps/ng de**

^{252}Cf para el detector N-15A, $\sim 0,72$ cps/ng de ^{252}Cf para el detector N-15B y $\sim 1,78$ cps/ng de ^{252}Cf para el detector N-48.

Eliminando los neutrones directos mediante un “cono de sombra” y mediante sustracción de las señales sin y con dicho cono, concluimos que la eficiencia del detector **N-15** en condiciones ideales, sin retrodispersión de neutrones es de **$\sim 0,40$ cps/ng de ^{252}Cf a 200 cm.** Siendo la contribución de los neutrones retrodispersos de más de un 40% en el montaje experimental dentro del LMN, sin embargo, hay que tener en cuenta que cuando se usan estos detectores en la práctica en los puntos aduaneros, se tendrá la contribución de neutrones de dispersión desde el suelo, si bien las pruebas se realizan en laboratorios de semejante configuración y los resultados dados son la referencia a tomar como eficiencia.

Se realizaron medidas y modelos de MCNP para determinar el **factor de eficiencia del ZnS(Ag)** de cada uno de los detectores **N-48, N-15A y N-15B**, con el fin de utilizarlo en los siguientes modelos de configuraciones a realizar con SNM u otras características difíciles de realizar físicamente. Siendo para el **N-15A de $\sim 53\%$** , para el **N-15B de $\sim 52\%$** y para el **N-48 de $\sim 48\%$** , lo que indica que del número total de reacciones ocurrentes en todo el detector solo un 53%, 52% y 48% respectivamente de cada detector, llega a ser contabilizado como causado por neutrones por el PTM.

También se evaluó el comportamiento del detector ante diversos ángulos con respecto a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ dando la mayor respuesta de detección para un ángulo de entre -10° a 10° , lo cual no parece difícil de conseguir en la práctica, en las ubicaciones de los detectores dentro de los RPMs.

Ensayos con los detectores N-15

Se realizaron **medidas estáticas en el interior** del LIN **con los detectores N-15A y N-15B**. Estas medidas se realizaron con los detectores montados sobre un soporte de aluminio colocados en posición horizontal uno encima de otro –A arriba, B debajo– como

sistema de detección de neutrones ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 220 cm de distancia, con la fuente situada a la altura del punto medio entre ambos. Para esa configuración, se determinó una **eficiencia total de ~1,47 cps/ng de ^{252}Cf** , 0,74 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15A y 0,73 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15B.

También se realizaron **medidas dinámicas en el interior** en la misma posición y laboratorio, determinando una eficiencia de **~1,47 cps/ng de ^{252}Cf en total**, 0,79 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15A y 0,68 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15B.

Concluyendo, para ambas medidas estáticas y dinámicas en el interior del LIN la respuesta es muy similar.

Similar configuración se ha utilizado para realizar **medidas estáticas en el exterior con los detectores N-15A y N-15B** determinándose una eficiencia de **~1,11 cps/ng de ^{252}Cf en total** –0,57 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15A y 0,54 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15B–. Las correspondientes **medidas dinámicas en el exterior** en la misma posición y laboratorio arrojaron una eficiencia algo menor, de **~1,03 cps/ng de ^{252}Cf en total**, –0,56 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15A y 0,48 cps/ng de ^{252}Cf para el N-15B–. Concluyéndose por tanto que para ambas medidas, estáticas y dinámicas, la respuesta en el exterior presenta alguna diferencia que habría que investigar mejor.

En todo caso, con las medidas realizadas en diversos casos, y principalmente con la realizada sobre la bancada del LMN a 200 cm ante fuentes de ^{252}Cf , se concluye que para el **N-15 se necesitarían más de tres detectores** para obtener una eficiencia mayor de 2,5 cps/ng de ^{252}Cf , dado que este detector es diseñado por la empresa BPI para detectores de “backpacks” mochilas, para permitir la inspección en puntos de mucha afluencia de personas, tales como estaciones, aeropuertos o lugares de reunión.

Ensayos con los detectores N-48

Se realizaron **medidas estáticas en el interior** del LIN con el **detector N-48** montado dentro de un panel o pórtico, en una

estructura de hierro en conjunto con un detector de fotones gamma de PVT, ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 220 cm de distancia. En este caso influyen en el transporte de neutrones otros materiales, como el aluminio, el polietileno y el hierro, además de su cercanía con la pared, a tan solo 10 cm de distancia. Se determinó una eficiencia de **$\sim 1,92$ cps/ng de ^{252}Cf** en esta condición.

En las **medidas dinámicas en el interior** en la misma configuración, se determinó una eficiencia de **$\sim 1,87$ cps/ng de ^{252}Cf** . Se destaca que en este caso las medidas se realizan con respecto al centro geométrico de todo el pórtico y no del propio detector de neutrones haciendo notorio su aumento de eficiencia con respecto a las medidas realizadas en el LMN por su cercanía con las paredes. Concluyéndose que para ambas medidas, estáticas y dinámicas, la respuesta es muy similar.

La eficiencia del detector **N-48** se acerca bastante más a las 2,5 cps/ng de ^{252}Cf , por lo que tal vez alguna mejora en su geometría, como por ejemplo un aumento en su área de detección y la adición de un segundo fotomultiplicador en su otro extremo, posiblemente permitirían superar ese mínimo de eficiencia en detección considerado como referencia en las normas.

Análisis mediante métodos Monte Carlo con los códigos de la familia MCNP:

Los cálculos de Monte Carlo permiten interpretar los fenómenos físicos que tienen lugar en los detectores así como en el entorno de cada configuración experimental. La reproducción de los resultados empíricos es una buena medida de la validez de los modelos desarrollados. Y una vez que se dispone de modelos validados, se puede extender su aplicación a nuevas configuraciones o a la prueba “virtual” de innovaciones en los detectores en busca de la mejora de su respuesta.

Las conclusiones principales de los análisis realizados con los códigos de la familia MCNP pueden resumirse en varios puntos como sigue.

1. Con el código MCNPX se ha calculado la respuesta a las reacciones en el ^{10}B del detector **N-15** y a la fluencia de neutrones, ante 29 fuentes monoenergéticas de neutrones para tres condiciones: desnudo, con el moderador de 12+24mm y con el moderador de 24+36+48mm de HDPE. Para el detector con moderador de 24+36+48mm de HDPE se obtiene una respuesta más lineal en un amplio rango de energías. Para el **N-48** se determinó también la respuesta para el detector desnudo y para el detector moderado con 25+50mm de HDPE. Ambas respuestas se compararon concluyendo que se comportan de una manera similar, si bien el detector N-48 representa un mayor número de reacciones ocurrientes en el detector, debido a la diferencia en el área de detección.
2. Se extendió el cálculo con el código MCNPX para analizar la respuesta con 10 distintos espesores de moderador de HDPE, manteniendo 24 mm en los laterales y variando la cara frontal desde 10 a 100 mm para las 29 fuentes monoenergéticas de neutrones. Obviamente, el número de reacciones varía con la energía del neutrón y el con el espesor de HDPE. La respuesta mayor se obtiene para el detector con menor espesor de HDPE en el rango de neutrones térmico e, inversamente, la menor respuesta se da para esa misma configuración para neutrones de energía mayor a 2×10^{-2} MeV. Conforme el espesor del HDPE aumenta la respuesta a los neutrones de baja energía disminuye y aumenta para los neutrones de mayor energía. Concluyéndose que los espesores de 30 y 40 mm de HDPE responden de una manera más lineal para un rango extenso de energías de los neutrones, lo que indica que ese debe ser el espesor óptimo de fabricación de cara a tener una mayor eficiencia de detección. Este comportamiento es similar al reportado en el sistema espectrométrico de esferas Bonner debido a la moderación de los neutrones (Mazrou *et al.*, 2010).
3. Como continuación de lo anterior, se ha estimado con MCNPX la respuesta del detector ante fuentes isotópicas de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf desnudo variando los 10 distintos espesores de HDPE. Para la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ el mayor número de reacciones se presenta con un moderador de 50 mm, mientras que para el ^{252}Cf

con un moderador de 40 mm de HDPE. Esto se debe al distinto espectro y energía promedio de cada fuente es distinta, siendo esta de 5 MeV para el $^{241}\text{AmBe}$ y de 2 MeV para el ^{252}Cf (Vega-Carrillo *et al.*, 2005), por lo que los neutrones del $^{241}\text{AmBe}$ requieren de un mayor espesor de HDPE para ser termalizados. Pero el resultado corrobora que el espesor óptimo de moderador no debe ser superior a 50 mm, siendo 40 mm una buena elección.

4. Con el código MCNP5 se ha realizado un estudio del campo neutrónico debido a las fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ en el LIN, situándolas en distintas ubicaciones dentro del laboratorio, con el objetivo de detectar el momento a partir del cual las fuentes hacen aumentar el flujo de neutrones en los RPMs –hasta en dos órdenes de magnitud– haciendo que estos detecten su presencia y hagan saltar la alarma por presencia de fuente antes de que las fuentes pasen a través suyo.
5. Con MCNPX se determinó la eficiencia en cps/ng de ^{252}Cf del detector N-15 con diferentes espesores de PMMA entre las capas internas para evaluar dicho efecto en la eficiencia. Se concluyó que a mayor espesor se incrementa la eficiencia de detección; para el detector desnudo la eficiencia con respecto al detector actual –de 0,635 cm de PMMA– aumenta hasta en un 134%, y para el detector moderado en un 13%, cuando se emplean espesores de 1,00 cm de PMMA.
6. Con el fin de evaluar el efecto de la altura sobre el suelo de su ubicación, se realizaron modelos simplificados en MCNPX para los detectores N-15 y N-48, con una altura mínima con respecto al centro geométrico de 50 cm para el N-15 y de 75 cm para el N-48, fijando la posición de la fuente de $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a 100 cm de altura sobre el suelo. En ambos casos, la eficiencia mayor se observó a 75 cm de distancia. La eficiencia de ambos detectores cambia según su posición, por lo que se hace necesario caracterizar cada detector dentro de los RPM, seleccionando la posición óptima en cada caso, es decir realizando la calibración “*in situ*”. La posición de la fuente con respecto al suelo también es importante ya que de ello

dependerá el cambio de eficiencia en los detectores, todo esto debido al efecto “room return” (Vega-Carrillo *et al.*, 2007).

7. En el “*Pacific Northwest National Laboratory*”, PNNL, se realizan diversos estudios de alternativas a los detectores de ^3He . Con el fin de realizar un análisis de los detectores de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ en condiciones de medida similares a las del PNNL, se realizaron modelos con el código MCNP6 para los detectores N-15 y N-48 ante una fuente una fuente de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$, la cual está rodeada de 0,5 cm de plomo para reducir la intensidad de rayos gamma procedentes de la propia fuente y con 2,5 cm de HDPE con el fin moderar el flujo de neutrones (Kouzes *et al.*, 2010b). Los resultados indican que la respuesta de los detectores **N-15** aumenta de $\sim 0,74 \pm 0,05$ cps/ng para la fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a $\sim 0,93 \pm 0,04$ cps/ng para la fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$. La respuesta en las mismas condiciones, mismo arreglo geométrico, pero en el exterior, indican que la respuesta para el detector **N-48** aumenta de $\sim 1,5$ cps/ng para la fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{UPM}}$ a $\sim 1,79 \pm 0,04$ cps/ng para la fuente $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$.

Estudio de detectores mejorados mediante métodos Monte Carlo

Tras analizar los detectores comerciales de BPI, se ha considerado la posibilidad de mejorar su eficiencia, para lo cual se han elaborado versiones “virtuales” a las que se ha denominado “plus”, en las que se aumentó el espesor másico de ^{10}B y también el espesor de las láminas de PMMA interpuestas entre las capas de $^{10}\text{B}+\text{SZn}(\text{Ag})$, buscando aumentar la capacidad de detección intentando cumplir la norma de 2,5 cps/ng de ^{252}Cf para ser considerados como alternativa a los detectores de ^3He (Woodring *et al.*, 2010; ANSI, 2006). Seguidamente se comentan las principales conclusiones de los análisis realizados con el código MCNP6.

- El sistema de detección de neutrones para el pórtico basado en tres detectores **N-15**, en las condiciones del PNNL daría una respuesta total de **$2,13 \pm 0,09$ cps/ng de ^{252}Cf** . Al suponer el mismo sistema de pórtico con tres detectores **N-15 plus**, se obtiene una respuesta total de **$2,4 \pm 0,1$ cps/ng de ^{252}Cf** en idénticas condiciones. Por su

parte, el detector **N-48** en el pórtico, ante fuentes de neutrones de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$, en las condiciones del PNNL, tiene una respuesta de **$1,95 \pm 0,1$ cps/ng de ^{252}Cf** , mientras que con un detector **N-48 plus** la eficiencia aumenta a **$2,14 \pm 0,09$ cps/ng de ^{252}Cf** . Se observa y concluye que para los detectores “plus” la eficiencia aumenta.

- De manera adicional se realizó un modelo de un prototipo de detector llamándolo **N-48 plus B con espesor de PMMA de 1,00 cm** y aumentando 4 capas más de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$, idea principal del fabricante, ante fuentes de $^{252}\text{Cf}_{\text{PNNL}}$ y en la configuración de dicho laboratorio, obteniéndose una eficiencia total de **$2,57 \pm 0,08$ cps/ng de ^{252}Cf** . Es decir, que en este caso, con un solo detector se llegaría al valor buscado de 2,5 cps/ng de ^{252}Cf . Con el detector N-48 plus B el objetivo se cumpliría con un solo detector, a diferencia de los N-15 plus, para los que sería necesario utilizar tres detectores.

Es decir, que los detectores “plus” muestran claramente una mejoría en la eficiencia de detección de neutrones con respecto a los detectores actualmente fabricados. De hecho, las nuevas series fabricadas por la empresa BPI en 2017 han incrementado el espesor másico del ^{10}B para la nueva gama de detectores nDet. No obstante, en el estudio realizado se ha observado que el efecto de los espesores internos de PMMA es el efecto dominante en la mejoría de la respuesta de los detectores “plus”.

- Por último, se evaluó también el desempeño de cuatro RPMs con diferentes geometrías de detectores de neutrones de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$; tres detectores **N-15**, un **N-48**, un **N-48 plus** y tres **N-15 plus**, ante el paso de un transporte con SNM en un caso realista de control en aduanas. Se evaluó el paso de ^{239}Pu , HEU al 70% y 94%, desnudos y blindados, mezclados con chatarra. En todos los casos los detectores plus dieron una mejor respuesta que los detectores actuales. Concluyendo que los detectores plus son aún una mejor alternativa que los detectores actuales.

Recomendaciones finales

Después de los estudios realizados, se sugieren cambios en el espesor interno de PMMA con la finalidad de aumentar la eficiencia de detección de los detectores actuales. Un incremento en el espesor másico de ^{10}B sería también favorable, así como aprovechar todas las caras del detector para adherir 4 capas más de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$. En el detector N-48 se agregaron capas de $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ en los cuatro laterales del N-48 plus B y con 1 cm de espesor interno de PMMA incrementando notablemente la eficiencia ante los detectores de neutrones actuales y plus.

Para nuevos RPMs donde no sea necesario cumplir un específico espacio físico, se recomienda cambiar el espesor de moderador de HDPE entre 40 y 50 mm, según se observó en los estudios de moderación realizados, ya que presentan respuestas más lineales en el mayor rango de energías.

Por último, se ha constatado que es necesario calibrar los pórticos *in situ*, así como evaluar la posición de los detectores con respecto al suelo para tomar en cuenta el efecto *room return* que se relaciona directamente con la eficiencia real de los detectores. Por ello, se deben desarrollar los protocolos adecuados para efectuar dicha calibración.

Referencias

- Abánes Velasco, A. (2001). *Medida del espectro neutrónico con un detector de ^3He en el experimento TARC*. Universidad Politécnica de Madrid, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales.
- Aguayo, E., Kouzes, R.T., Siciliano, E.R. (2013). *Ship effect neutron measurements and impacts on Low-Background experiments*. PNNL-22953. Pacific Northwest National Laboratory. Richland, Washintong.
- Anderson, D.J., Eubanks, G. (2015). *Leveraging coso across the three lines of defense*. Committee Sponsoring Organization of the Treadway. The Institute of Internal Auditors. 1-32.
- ANSI. (2006). *American National Standard Performance Criteria for Spectroscopy-Based Portal Monitors Used for Homeland Security*. ANSI N42.35-2006 (Revision of ANSI N42.35-2004) IEEE. New York, NY 10016-5997, USA.
- Arya, A.P. (1966). *Fundamentals of Nuclear Physics*. First edition. Allyn and Bacon, Inc, Boston, West Virginia University.
- August, R.A., Phillips, G.W., King, S.E., Cutchin, J.H. (1994). *Treaty verification with "Passive neutron signatures"*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip **353**:712–715.
- Azim-Dewji, S. (2009). *Assessing interval contamination after a radiological dispersion device event using a 2x2-inch sodium-iodide detector*. Thesis Master. School of Nucear and Radiological Engineering, Georgia Institute Technology.
- Balem, C. (2010). *Technical Testing of Stride Stanchion Detector System*. Thesis Master of Science in Radiation and Environmental Protection. Department

of Physics Faculty of Engineering and Physical Sciences, University of Surrey.

Barros, S.; Gallego, E.; Lorente, A.; Gonçalves, I.; Vaz, P.; Vega Carrillo, H.R.; Zankl, M. (2014). *Neutron spectra and dosimetric assessment around a neutron Howitzer container*. Progress in Nuclear Science and Technology. 4, pp. 757 - 761. 04/2014. ISSN 2185-4823.

Beckurts, K., Wirtz, K. (1964). *Neutron Physics*. First. ed. Springer-Verlag New York Inc.

Bias, C.A. (2002). *Optimizing The Detection of Neutrons From Small-Quantity Weapons-Grade Nuclear Materials*. Thesis Master of Science in Health Physics. Department of Radiological Health Sciences, Colorado State University.

Boada, M.L. (2007). *Estudio y desarrollo de un nuevo diseño de espectrometro multidetector basado en dosímetros de termoluminiscencia para su aplicación en dosimetría de neutrones*. Tesis Doctoral. Departamento de Física Aplicada, Universidad Autónoma de Madrid.

Bridgeport Instruments LLC. (2012). *Neutron detector "R2DNT-2x48"*. Specifications detectors. Austin Texas USA.

Bridgeport Instruments LLC (2010). *Neutron Detection New Technology based on $^{10}\text{B}/\text{ZnS}(\text{Ag})$* . Specifications detectors: ndet_brieg_u8, Austin Texas USA.

Bridgeport Instruments LLC [online]. (Neutron Detector <<http://www.bridgeportinstruments.com>>. (2016). [Consulta: Mayo 2016].

Briesmeister, J.F. (2000). MCNP6M—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code: Version 4C, LA-13709-M. Nuevo Mexico, USA.

- Browne, M.C., Belian, A.P., Dye, H.R., Ensslin, N., Geist, W.H., Horley, E.C., Lanakiev, K.D., Kusner, M.R., Mayo, D.R., Russo, P.A., Sweet, M.R. (2001). *Prototype Neutron capture Counter for Fast coincidence assy of plutonium in Residues*. Proceedings of the 23rd ESARDA Annual Meeting Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management. Bruges (Brugge), Belgium.
- CEI-IEC. (2006). *Installed monitors for the control and detection of gamma radiations contained in recyclable or non-recyclable materials transported by vehicles*. International Standard CEI IEC 62244. Geneva, Switzerland.
- Chow, B.G., Solomon, K.A. (1992). *Limiting the Spread of Weapons-Usable Fissile Materials*. First Edition, National Defense Research Institute. National Defense Research Institute, Santa Monica California.
- CSN [online]. *Vigilancia radiológica de materiales metálicos y Megaport*. <<https://www.csn.es/vigilancia-radiologica-materiales-metalicos-megaport>>. (2010). Consejo de Seguridad Nuclear. (Consulta: Octubre 2016).
- Cooper, R., Greenfield, D., Rhodens, N., Engels, R., Zeitelhack, K., Guerard, B., Kemmerling, G., Soyama, K., Zilpert, T., Klein, M., Defendi, L. (2009). *The ³Helium supply crisis and alternative techniques to ³Helium based neutron detectors for neutron scattering applications*. Proceedings of the FRM-II in July 7-8 2009, Garching Munchen Germany.
- Cornejo Díaz, N.A. (2009). *Desarrollo de un código de simulación por Monte Carlo para la calibración de sistemas de detección en espectrometría de radiación gamma*. Tesis Doctoral. Departamento de Física, Facultad de Ciencias, Universidad de Extermadura.
- Cronin, J.W. (1999). *Cosmic rays: The most energetic particles in the universe*. Reviews of Modern Physics. The American Physics Society. **71**:165–172.
- Curtis-Stephan, A. (2003). *Monte Carlo simulation of neutron detectors*. Thesis

Doctoral. University of Tennessee-Knoxville.

Decker, A.W. (2014). *Verification and validation of Monte Carlo N-Particle code 6 (MCNP6) with neutron protection factor measurements of an iron box*. Tesis Doctoral. Department of The Air Force. Air Force Institute of Technology.

Del Valle Díez, A. (2010). *Mejora del laboratorio de medidas neutrónicas del Dpto. de Ingeniería Nuclear*. Proyecto Final de Carrera. Universidad Politécnica de Madrid – Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales. Nov. 2010.

DHS [online]. *Small Vessel Security Strategy*.
<<https://www.dhs.gov/xlibrary/assets/small-vessel-security-strategy.pdf>>.
(2008). Department of Homeland Security (Consulta: Enero 2017).

DHS (2013). *United States custom and Border Protections Radiation Portal Monitors at Seaports*. Department of Homeland Security Office of Inspector General. Washintong DC.

Dighe, P.M., Prasad, D.N., Prasad, K.R., Kataria, S.K., Athavale, S.N., Pappachan, A.L., Grover, A.K. (2003). *Boron-lined proportional counters with improved neutron sensitivity*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **496**:154–161.

Dighe, P.M. (2007). *New cathode design boron lined proportional counters for neutron area monitoring application*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **575**:461–465. doi:10.1016/j.nima.2007.03.013

DOE (1997). *Nonproliferation and arms control assessment of weapons-usable fissile material storage and excess plutonium disposition alternatives*. The United States Department of Energy. Washintong, DC.

- Dunn, W.L., Shultis, J.K. (2010). *Exploring Monte Carlo Methods*. Second edition. Academic Press is an imprint of Elsevier, San Diego California.
- Ely, J.H., Erikson, L.E., Kouzes, R.T., Lintereur, A.T., Stromswold, D.C. (2009). *Lithium Loaded Glass Fiber Neutron Detector Tests*. PNNL-18988. Pacific Northwest National Laboratory. Nuevo Mexico, USA.
- Ely, J.H., Siciliano, E.R., Swinhoe, M.T., Lintereur, A.T. (2013). *Modeling and Simulation Optimization and Feasibility Studies for the Neutron Detection without Helium-3 Project*. PNNL-22228. Pacific Northwest National Laboratory. Nuevo Mexico, USA.
- 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.
- Expósito Lorenzo, A., Queral Salazar, C. (2007). *Tecnología Nuclear I*. Apuntes de 4to curso, 2do cuatrimestre de Tecnología Nuclear I.
- Fehlau, P. (1986). *An applications Guide to Pedestrian SNM Monitors*. LA-10633-MS. Los Alamos National Laboratory, New Mexico
- Fishman, G.S. (1995). *Monte Carlo, concepts, algorithms, and Applications*. first edition. Springer-Verlag New York Inc, North Carolina USA.
- Forero-Martinez, N.C. (2007). *Simulación del proceso de detección de elementos orgánicos por dispersión de neutrones*. Tesis Maestría. Departamento de Física, Universidad Nacional de Colombia.
- Gallego, E.; Lorente, A.; Vega-Carrillo, H.R. (2004). *Characteristics of the neutron field of the facility at DIN-UPM*. Radiation Protection Dosimetry. 110 - 1-4, pp. 73 - 79.

- GAO (2016). *Radiation Portal Monitors DHS 's fleet is lasting longer than expected , and future acquisitions focus on operational efficiencies, Government Accountability Office*. Report to the ranking Member, Committee on Homeland Security, House of Representatives.
- García, S. (2010). *Contaminacion Radiactiva del suelo de Chihuahua*. Proceedings of the VIII Jornada de Conferencias Ambientalistas Abril 2010. Universidad Autónoma de Ciudad Juárez, Ciudad Juárez Chihuahua.
- Garga, A.N. and Batra, R.J. (1986). Isotopic sources in neutron activation analysis. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry* 98: 167-194.
- GE [online] *Reuter Stokes Boron-10 Lined proportional counter. Boron-10 Lined Proportional Count. Detect.* <<https://www.gemeasurement.com/>>. (2013). (Consulta: Febrero 2017).
- González-González, J.A., Pujol, L., Suárez-Navarro, M.J., García-Galludo, M. (2012). *Procesos recomendados para el control de la presencia de material radiactivo en materiales metálicos*. Radioprotección. No. 72 Vol. XIX.
- González-González, J.A., Carmona-Armenteros, J.C., González-Biedma, J.A., Ibañez-Fernández, S., Lorente Fillol, A., Ortiz-Olmo, A., Ortiz-Ramis, T., Pujol-Teres, L., Quindós-Ponceta, L.S., Suarez-Navarro, M.J. (2015). *Monitores de Radiacion Tipo Portico*. Curso Monitores de Radiacion tipo Portico. Universidad Politecnica de Madrid.
- Gordon, M.S., Goldhagen, P., Rodbell, K.P., Zabel, T.H., Tang, H.H.K., Clem, J.M., Bailey, P. (2004). *Measurement of the flux and energy spectrum of cosmic-ray induced neutrons on the ground*. *IEEE Transactions on Nuclear Science* **51**:3427–3434.
- Guzmán-García, K.A., Méndez-Villafañe, R., Vega-Carrillo, H.R. (2015). *Neutron field characteristics of Ciemat's Neutron Standards Laboratory*. *Applied Radiation and Isotopes* **100**:84–90.

- Guzmán-García, K.A., Vega-Carrillo, H.R., Gallego, E., Gonzalez, J.A., Lorente, A. (2016). *Neutron detectors $^{10}\text{B}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ as an alternative to ^3He -based installed in the Radiation Portal Monitors, RPMs*. Revista Internacional de Investigación e Innovación Tecnológica **4**: 1–9.
- Hee-Jung, I., Song, K. (2009). *Applications of Prompt Gamma Ray Neutron Activation Analysis: Detection of Illicit Materials*. Applied Spectroscopy Reviews. **44**:317–334.
- Henzlova, D., Kouzes, R., McElroy, R., Peerani, P., Aspinall, M., Baird, K., Bakel, A., Borella, M., Bourne, M., Bourva, L., Cave, F., Chandra, R., Chernikova, D., Croft, S., Dermody, G., Dougan, A., Ely, J., Fanchini, E., Finocchiaro, P., Gavron, V., Kureta, M., Ianakiev, K.D., Ishiyama, K., Lee, T., Martin, C., McKinny, K., Menlove, H.O., Orton, C., Pappalardo, A., Pedersen, B., Peranteau, D., Plenteda, R., Pozzi, S., Schear, M., Seya, M., Siciliano, E., Stave, S., Sun, L., Swinhoe, M.T., Tagziria, H., Vaccaro, S., Takamine, J., Weber, A.-L., Yamaguchi, T., Zhu, H. (2015). *Current Status of Helium-3 Alternative Technologies for Nuclear Safeguards*. Technical Report LA-UR-15-21201. Los Alamos National Laboratory. doi:10.2172/1227248
- Hernández-Adame, P.L. (2015). *Diseño de un Sistema para la detección de materiales explosivos*. Tesis Maestría. Unidad Académica de Estudios Nucleares, Universidad Autónoma de Zacatecas.
- IAEA (2001). *IAEA Safeguards Glossary, International Atomic Energy Agency*. International Nuclear Verification series No. 3. International Atomic Energy Agency Vienna Austria.
- IAEA [online]. *International Atomic Energy Agency IAEA Illicit trafficking Database*. <<http://www-ns.iaea.org/downloads/security/itdb-fact-sheet.pdf>>. (2017). (Consulta: Enero 2017).
- Ianakiev, K.D., Swinhoe, M.T., Favalli, A., Chung, K., Macarthur, D.W. (2010). *^6Li foil thermal neutron detector*. Proceedings in the INMM 51st Annual Meeting Baltimore, July 11-10. LA-UR-10-04042. Los Alamos Laboratory,

- Nuevo Mexico, p. 10.
- ICRP 74. (1996). Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against external Radiation. ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26(3-4).
- ICRP 119. (2012). *Compendium of dose coefficients based on ICRP Publication 60*. International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41 (suppl).
- ISO8529. (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.
- ISO8529-2 (2000). *Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field*. International Organization for Standardization 8529-2.
- Iwanowska, J., Swiderski, L., Moszynski, M., Wolski, D., Kniest, F., Catto, G. (2012). *The BC-704 scintillation screen with light readout by wavelength shifting fibers as a highly efficient neutron detector*, Proceedings in the 2011 IEEE Nuclear Science Symposium Conference Record. pp. 423–426.
- Jehouani, A., Nimal, C., Reuss, P. (1992). *Comparison of mutual shielding and self-shielding powers of ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu and ^{240}Pu* . Annals Nuclear Energy **19**(4):195-202
- Khabaz, R. (2015). *Analysis of neutron scattering components inside a room with concrete walls*. Applied Radiation and Isotopes **95**:1–7.
- King, K., Dean, R., Akbar, S., Kouzes, R.T., Woodring, M.L. (2010). *Ship Effect measurement with Fiber Optic Neutron detector*. PNNL-19616. Pacific Northwest National Laboratory. Richland, Washington.

- Knoll, G.F. (1999). *Radiation Detection and Measurement*. Third edition edited by John Wiley & Sons, Inc., Michigan.
- Koontz, P.G., Keepin, G.R., Ashley, J.E. (1954). *ZnS(Ag) Phosphor mixtures for neutron scintillation counting*. LA-1663. Los Alamos Scientific Laboratory of the University of California, New Mexico.
- Kouzes, R.T., Siciliano, E.R., Ely, J.H., Keller, P.E., McConn, R.J. (2008a). *Passive neutron detection for interdiction of nuclear material at borders*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **584**:383–400.
- Kouzes, R.T., Ely, J.H., Seifert, A., Siciliano, E.R., Weier, D.R., Windsor, L.K., Woodring, M.L., Borgardt, J., Buckley, E., Flumerfelt, E., Oliveri, A., Salvitti, M. (2008b). *Cosmic-ray-induced ship-effect neutron measurements and implications for cargo scanning at borders*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **587**:89–100.
- Kouzes, R.T., Colin, K.E., Ely, J.H., Erikson, L.E., Kernan, W.J., Linteneur, A.T., Siciliano, E.R., Stephens, D.L., Stromswold, D.C., Van Ginhoven, R.M., Woodring, M.L. (2008c). *Alternatives to ^3He for neutron detection for Homeland Security*. PNNL. Pacific Northwest National Laboratory. Nuevo Mexico.
- Kouzes, R.T. (2009). *The ^3He Supply Problem, Pacific Northwest National Laboratory*. PNNL-18388. Pacific Northwest National Laboratory. Nuevo Mexico.
- Kouzes, R.T., Ely, J.R., Linteneur, A.T., Stephens, D.L. (2009). *Neutron Detector Gamma Insensitivity Criteria*. PNNL-18903. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washington.
- Kouzes, R.T., Ely, J.H., Erikson, L.E., Kernan, W.J., Linteneur, A.T., Siciliano, E.R., Stromswold, D.C., Woodring, M.L. (2010a). *Alternative Neutron*

- Detection Testing Summary*. PNNL-19311. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washintong.
- Kouzes, R.T., Ely, J.H., Erikson, L.E., Warnick, J.K., Lintereur, A.T., Siciliano, E.R., Stephens, D.L., Stromswold, D.C., Van Ginhoven, R.M. (2010b). *Neutron detection alternatives to ^3He for national security applications*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **623**:1035–1045.
- Kouzes, R.T., Ely, J.H., Stromswold, D.C. (2010c). *Boron-Lined Straw-Tube Neutron Detector Test*. PNNL-19600. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washintong.
- Kouzes, R.T., Ely, J.H. (2010d). *Lithium and Zinc Sulfide Coated Plastic Neutron Detector Test*. PNNL-19566. Pacific Northwest National Laboratory Richland, Washintong.
- Kouzes, R.T., Ely, J.H., Erikson, L.E., Stromswold, D.C., Woodring, M.L. (2010e). *Full Scale Coated Fiber Neutron Detector Measurements*. PNNL-19264. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washintong.
- Kristensen, H.M., [online] *Status of world Nuclear Forces*. *Fed. Am. Sci.* <<https://fas.org/>>. (2016). (Consulta: Febrero 2017).
- Lacy, J.L., Athanasiades, A., Sun, L., Martin, C.S., Lyons, T.D., Foss, M.A., Haygood, H.B. (2011). *Boron-coated straws as a replacement for ^3He -based neutron detectors*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **652**:359–363.
- Lee, S.K., Kang, S.Y., Jang, D.Y., Lee, C.H., Kang, S.M., Kang, B.H., Lee, W.G., Kim, Y.K. (2011). *Comparison of New Simple Methods in Fabricating ZnS (Ag) Scintillators for Detecting Alpha Particles*. Nuclear Science Technology. **1**:194–197.
- Lintereur, A.T., Ely, J.H., Kouzes, R.T., Rogers, J.L., Siciliano, E.R. (2012).

- Boron-10 lined proportional counter model validation*. Proceedings in the IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference Record (NSS/MIC). Anaheim, California USA, pp. 4290–4295.
- LND, INC. [online] *Designers and Manufacturers of Nuclear Radiation Detectors*, LND, INC. Oceanside, New York, USA. <<http://www.lndinc.com/>>. (2017). (Consulta: Febrero 2017).
- Márquez-Damián, J.I. (2005). *Diseño de un sistema de calculo de transporte para simulacion de sondas de pergilaje*. Tesis de Ingeniería Nuclear. Centro Atomico Bariloche. Universidad Nacional del Cuyo.
- Mazrou, H., Idiri, Z., Sidahmed, T., Malika, A. (2010). *MCNP5 evaluation of response matrix of a Bonner sphere spectrometer with high efficiency ${}^6\text{LiI}(\text{Eu})$ detector from 0.01 eV to 20 MeV neutrons*. Journal Radioanalytical and Nuclear Chemistry **284**:253–263. doi:10.1007/s10967-010-0493-9
- McCall, R.C., McGinley, P.H., Huffman, K.D. (1999). *Room scattered neutrons*. Medical Physics **26**:206–207.
- McConn, R.J.J., Gesh, C. J., Pahg, R.T., Rucker, R.A.A., Williams III, R.G. (2011). *Compendium of material composition data for radiation transport modeling*. PNNL-15870 Rev 1. PIET-43741-TM-963. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washintong.
- McElroy, R.D., Croft, S. (2008). *Application of ${}^{10}\text{B}$ -Lined Proportional Counters to Traditional Neutron Counting Applications in International Safeguards*. Oak Ridge National Laboratory, U.S. Department of Energy. Tennessee, United States of America.
- Mcmillan, J., Marsden, E. (2010). *Neutron Detectors for Security Applications*. Proceedings of the Science 19th International Workshop on Vertex Detectors -VERTEX 2010-031. 12-22 Julio 2010, Loch Lomond, Scotland, UK, p. 5.

- Medalia, J. (2010). *Detection of Nuclear Weapons and Materials: Science, Technologies*. Observations. R40154. Congressional Research Service, United States.
- Metropolis, Ulam. (1949). *The Monte Carlo method*. Journal American Statistical Association **44**: 335–341.
- Montes-Suay, F. (2013). *Introducción a la probabilidad*. Departament d Estadística i Investigació Operativa, Universitat de Valencia. Valencia, España.
- Muhammad, A. (2012). *Development and Characterization of a High Resolution Portable Gamma Spectrometer*. Thesis Master. Faculty of Energy Systems and Nuclear Science, University of Ontario Institute of Technology.
- Mukhopadhyay, S., McHugh, H.R., Nevada, B. (2004). *Portable gamma and thermal neutron detector using $^6\text{LiI}(\text{Eu})$ crystals*. Proceedings of the Hard X-Ray and Gamma-Ray Detector Physics 20 Enero 2004. Las Vegas Nevada, pp. 62–72. doi:10.1117/12.506870
- NCRP112 (1991). *Calibration of Survey Instruments used in Radiation Protection for the Assessment of Ionizing Radiation Fields and Radiactive Surface contamination*. Report No. 112. National Council on Radiation Protection and Measurements.
- NNSA, [online]. *Remarks of President Barack Obama. Natl. Nuclear Secur. Adm.* < <https://nnsa.energy.gov/>>. (2011). [Consulta: Marzo 2015].
- Nogués, O., Pita, R. (2010). *Tras la cumbre de Washington: el desafío de la seguridad frente al terrorismo nuclear*. Real Instituto Elcano. Análisis del Real Inst. Elcano 1–5.
- NRDC [online] “*Natural Resource defense report*”. <https://www.nrdc.org/>. (1995). (Consulta: Enero 2016).

- Nuclear Technology Services, I., [online]. *Bottle Manikin Absorber*. <http://www.ntsincorg.com/special_items.htm>. (1994) (Consulta: Octubre 2016).
- NUCSAFE [online]. *Neutron sensitive Glass Fibers. How Glass Work*. <<http://www.nucsafes.com/>>. (1999) (Consulta: Febrero 2017).
- O'Brien, K., Sandmeier, H.A., Hansen, G.E., Campbell, J.E. (1978). *Cosmic ray induced neutron background sources and fluxes for geometries of air over water, ground, iron, and aluminum*. Journal of Geophysical Research Space Physics **83**:114–120.
- Oliveri, A., Buckley, E., Colleague, J., Kouzes, R., Seifert, A., Windsor, L., Siciliano, E. (2007). *Combating Nuisance Alarms Caused by "Ship Effect" in ^3He Based Neutron Detection Radiation Portal Monitors*. PNNL-SA-56590. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washington.
- Palermo, I. (2014). *Diseño de un reactor de fusión por confinamiento magnético con envoltura regeneradora líquida de doble refrigerante He/LiPb (DCLL)*. Tesis Doctoral. Universidad Nacional de Educación a distancia. Departamento de Ingeniería Energética.
- Pascal, F., Meylaers, T., Pieter, H., Tanja, P. (2010). *Nuclear inspections on container traffic in the port of Antwerp*. Nuclear security and malevolent use of radiation. Proceedings of third European IRPA Congress, Junio 16-16, Helsinki Finlandia.
- Pedicini, E.E. (2013). *Passive neutron detection in ports for Homeland Security applications*. Tesis Master. Graduate Studies of Texas A&M University, Master of Science, Nuclear Engineering. **doi:10.1017/CBO9781107415324.004**
- Pelowitz, D.B. (2011). *MCNPXTM User's manual version 2.7.0*. LA-CP-11-004438. Los Alamos Scientific Laboratory of the University of California, New Mexico. **doi:LA-CP-05-0369**

- Pelowitz, D.B., Fallgren, A.J., McMath, G.E. (2014). MCNP6™ *User's manual code version 6.1.1 beta*. LA-CP-14-0. Los Alamos National Laboratory.
- Peerani, P., Tomanin, A., Pozzi, S., Dolan, J., Miller, E., Flaska, M., Battaglieri, M., De Vita, R., Ficini, L., Ottonello, G., Ricco, G., Dermody, G., Giles, C. (2012). *Testing on novel neutron detectors as alternative to ^3He for security applications*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, **696**:110-120.
- Peurrung, A.J. (2000). *Recent developments in neutron detection*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **443**:400–415.
- Podgorsak, E.B. (2013). *Biological and Medical Physics*. Biomedical Engineering: Radiation Physics for Medical Physicist, Second Enl. ed. Montreal, Quebec, Canada.
- Profio, A.E. (1976). *Experimental Reactor Physics*. Sons, J.M.& (Ed.), Experimental Reactor Physics. A Wiley-Intersection publication, New York City, London, Sydney, Torono, pp. 173–175.
- Profio, A.E. (1979). *Radiation Shielding and Dosimetry*, in: Sons, J.W.& (Ed.), *Radiation Shielding and Dosimetry*. A Wiley-Intersection publication, New York City, Chichester, Brisbane, Toronto, pp. 23–25.
- Reilly, D., Ensslin, N., Smith, H. (1991). *Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials*. First edition. Washintong DC:United States Nuclear Regulatory Commission.
- Richland, W. [online]. *Radiation detectors at U.S. ports of entry now operate more effectively, efficiently. New approach improves detection of threat materials while reducing nuisance alarms*. Pacific Northwest Natl. Lab. Dep. Energy U.S. < <http://www.pnnl.gov/news/release.aspx?id=4245> > . (2016). [Consuta: Diciembre 2016]

- Ródenas-Diago, J. (2005). *Simulation of detector calibration using MCNP*. Tesis Ingeniería Química y Nuclear. Departamento de Ingeniería Química y Nuclear. Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Universidad Politécnica de Valencia España.
- Rubio-Oviedo, I.P. (2008). *Caracterización de los campos de radiación neutrónica de un laboratorio de calibración con fuentes isotópicas de neutrones*. Proyecto Final de Carrera. Universidad Politecnica de Madrid – Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales. Nov. 2008.
- Sandmeier, H.A., Hansen, G.E., Battat, M.E., O'Brien, K. (1981). *The Cosmic-Ray-Induced Radiation Environment and Dose to Man for Low-Orbit Space Applications*. La-8975-MS, UC-34B. Los Alamos National Laboratory. Nuevo Mexico, USA.
- Schwarz, A., Schwarz, R., Carter, L. (2011). MCNP/MCNPX Visual Editor computer conde manual. RSICC.
- Segre, E., Wiegand, C. (1947). *Boron Trifluoride Neutron Detector for Low Neutron Intensities*. Review of Scientific Instruments. **18**:86-89.
- Seymour, R.S., Craig, R.A., Bliss, M., Richardson, B., Hull, C.D., Barnett, D. (1999). *Performance of a neutron-sensitive scintillating glass fiber panel for portal, freight, and vehicle monitoring*. Proceedings of the Nuclear Waste Instrumentation Engineering. 01 Noviembre 1998, Boston United States, pp. 148–155.
- Seymour, R.S., Richardson, B., Morichi, M., Bliss, M., Craig, R.A., Sunberg, D.S. (2000). *Scintillating-Glass-Fiber Neutron Sensors, their Application and Performance for Plutonium Detection and Monitoring*. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry **243**:387–388.
- Shea, D.A., Morgan, D. (2010). *The Helium-3 Shortage: Supply, Demand, and Options for Congress*. Congressional Research Service. R41419 CRS Report for Congress.

- Sheu, R., Lin, J., Jiang, S. (2002). *A study of the cosmic-ray neutron field near interfaces*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **476**:74–79.
- Siciliano, E.R., Kouzes, R.T. (2012). *Boron-10 Lined Proportional Counter Wall Effects*. PNNL-21368. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washintong.
- Simpson, A.P., Jones, S., Clapham, M.J., McElhaney, S.A. (2011). *Performance characteristics of high efficiency passive neutron assay system using alternativoe neutron detectores to Helium-3*. Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference (NSS/MIC), IEEE, 23-39 Octubre, Valencia España.
- Siqueira-Franca, R.S. (2012). *Neutron flux characterization and design of UFTR radiation beam port using Monte Carlo methods*. Thesis Master. University of Florida. **doi:10.1073/pnas.0703993104**
- Spence, G.R. (2011). *Directional sensitive neutron detector for Homeland security applications*. Tesis Master. Master of Science Nuclear Engineering. Texas A&M Univeersity.
- Stephens, D.L.J. (2009). *Illicit Trafficking at Borders*. PNNL-SA-65019. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washintong.
- Sublette, C. [online]. *Nuclear weapons Frequently Asked Questions (NWFAQ) y Carey Sublette Nucl. Mater. Sect. 8.0*. <<https://fas.org/>>. (1999). [Consulta: Febrero 2017].
- Symetrica. [online]. *Discovery RPM Radiation Portal Monitor*. Unsurpassed Prim. Screen. Effic. <<http://www.symetrica.com>>. (2010). [Consulta: Febrero 2016].
- Tarrío-Vilas, D. (2007). *Un monitor del flujo de neutrones de muy alta energía para a CERN-n_TOF*. Tesis Licenciado en Física. Departamento de Física

- de parículas. Universidad de Santiago de Compostela.
- Tartaglione, A. (2009). *Desarrollo de técnicas de detección de sustancias por irradiación pulsada de neutrones*. Tesis Doctoral. Insituto Balseiro. Universidad Nacional de Cuyo.
- Thorstensen, S. (1996). *Las salvaguardias y el tráfico nuclear ilícito: Hacia un control más eficaz, Punto de Vista*. Boletín del OIEA, 4/1996. Organismo Internacional de Energía Atómica.
- Tsoufanidis, N. (1995). *Measurement and Detection of Radiation*. Second edition. Radiation research. University of Missouri-Rolla. **doi:10.1016/S0584-8547(97)83359-9**
- Turner, J.E. (2007). *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*. Third edition Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Federal Republic of Germany.
- Van-Ginhoven, R.M., Kouzes, R.T., Stephens, D.L. (2009). *Alternative Neutron Detector Technologies for Homeland Security*. PNNL-18471. PIET-43741-TM-840. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washintong.
- Vega-Carrillo, H.R. (1983). *Medición del espectro de neutrones y rayos gamma, de una fuente de Californio- 252, en un medio de tejido equivalente*. Tesis Maestría. Facultad de Ciencias Fisico Matematico. Universidad Autonoma de Nuevo León.
- Vega-Carrillo, H.R. (1988). Medición del espectro de neutrones y rayos gamma de una fuente de californio-252 en un medio tejidoo-equivalente. Revista Mexicana de Física **34**:25-31.
- Vega-Carrillo, H.R. & Manzanares Acuña, E. (2004). *Background neutron pectrum at 2420m above sea level*. Nuclear Instruments Methods Physics Research Section A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip. **524**:146–151. **doi:10.1016/j.nima.2004.01.044**

- Vega-Carrillo, H.R., Manzanares Acuña, E., Hernandez-Davila, Victor Martin, Mercado Sánchez, G.A., Gallego, E., Lorente Fillol, A. (2005a). *Características dosimétricas de fuentes isotópicas de neutrones*. Revista Mexicana de Física, **51**:494–501.
- Vega-Carrillo, H.R., Manzanares-Acuña, E., Hernández-Dávila, V.M., Mercado-Sánchez, G.A. (2005b). *Response matrix of a multisphere neutron spectrometer with an ^3He proportional counter*. Revista Mexicana de Física **51**: 47-52.
- Vega-Carrillo, H.R., Manzanares-Acuña, E., Iñiguez, M.P., Gallego, E., Lorente, A. (2007). *Study of room-return neutrons*. Radiation Measurements **42**:413–419. doi:10.1016/j.radmeas.2007.01.036
- Vega-Carrillo, H.R., Gallego, E., Manzanares-Acuña, E., Lorente, A., Barquero, R., Martin-Martin, A., Gutierrez-Villanueva, J.L. (2008). *Neutron room return effect*. Revista Mexicana de Física. **54**:63–66.
- Vega-Carrillo, H.R., Gallego, E., Lorente, A., Rubio Oviedo, I.P. (2009). *Campo de neutrones en la Sala de Medidas Neutrónicas de la Universidad Politécnica de Madrid*: Reporte UaEN/RI-NEUT/UPM-03/05260609. Madrid, España.
- Vega-Carrillo, H.R. (2010a). El Método Monte Carlo. 007/UaEN-MC/EscVer/01210710. Unidad Académica de Estudios Nucleares Universidad Autónoma de Zacatecas. Zacatecas, México.
- Vega-Carrillo, H.R. (2010b). Teoría del Error. 007/UaEN-MC/LMN/05130810. Universidad Autónoma de Zacatecas. Zacatecas, México.
- Vega-Carrillo, H.R., Gallego, E., Lorente, A., Rubio, I.P., Méndez, R. (2012). *Neutron features at the UPM neutronics hall*. Applied Radiation and Isotopes **70**:1603-1607. doi:10.1016/j.apradiso.2012.05.003
- Vega-Carrillo, H.R., Martínez-Ovalle, S.A. (2015). *Few groups neutron spectra*,

and dosimetric features, of isotopic neutron sources. Applied Radiation and Isotopes **117**:42–50. doi:10.1016/j.apradiso.2016.03.027

Wittenberg, L.J., Cameron, E.N., Kulcinski, G.L., Ott, S.H., Santarius, J.F., Sviatoslavsky, G.I., SViatoslavsky, I.N., Thompson, H.E. (1992). *A Review of ^3He Resources and Acquisition for Use as Fusion Fuel.* Fusion Science and Technology **21**:2230–2253.

Wolk, G. [online]. *Radiation Portal Monitor. coursework PH241, Stanford Univ.* <<http://large.stanford.edu/courses/2016/ph241/wolk1/>> (2016) [Consulta: Junio 2016).

Woodring, M.L., Ely, J.H., Kouzes, R.T., Stromswold, D.C. (2010). *Boron-Lined Multitube Neutron Proportional Counter Test.* PNNL-19726. Pacific Northwest National Laboratory, Richland Washintong.

ANEXOS

Anexos

Anexo 1 - Conceptos Básicos

Estadísticas de los resultados MCNP

Los resultados obtenidos mediante el método Monte Carlo representan el valor medio de las contribuciones de muchas historias repetitivas (Palermo, 2014; Fishman, 1995). Si la historita es i -ésima contribuye al resultado con un recuento $\mathbf{x}_i$, el valor medio de $\mathbf{N}$ historias generadas se aproxima por:

$$\bar{x} = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N x_i \quad (1)$$

La varianza asociada con la distribución de los distintos recuentos $\mathbf{x}_i$ se estima, para un valor grande de $\mathbf{N}$ como:

$$S^2 = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2 \cong \overline{x^2} - \bar{x}^2 \quad (2)$$

Dónde:

$$\overline{x^2} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i^2 \quad (3)$$

La varianza estimada de la media es entonces:

$$S_{\bar{x}}^2 = \frac{1}{N} S^2 \quad (4)$$

Entonces cada resultado en la salida del código se asocia con un error estadístico, cuyo valor, como su comportamiento en función del número de historias generadas, indican en si la calidad del resultado obtenido. El error relativo, $\mathbf{R}$, representa la precisión estadística como una fracción de la media estimada y se define como:

$$R = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}} = \frac{\sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N x_i^2}{N} - \frac{1}{N}}}{\bar{x}} \quad (5)$$

donde, $\mathbf{x}_i$, es el resultado de un único suceso y $\mathbf{N}$ es el número total de las historias simuladas. Con esto es importante respetar como regla juzgar R , con lo que se puede decir que un valor de R menor a 0,1, $R < 0,1$ es un valor aceptable.

Por ello si el comportamiento de los resultados es adecuado, R es proporcional a $\frac{1}{\sqrt{N}}$, por el aumento de número de historias reducirá entonces el error del resultado, pero habrá que el tiempo de cálculo aumente. Esto se calcula también el estadístico denominado “Figura de Merito” FOM, el cual R es el error relativo y el T el tiempo de cálculo en minutos. Con un muestreo eficiente, R , Disminuye proporcionalmente al número de historias mientras T crece, con la misma magnitud, de la forma que la FOM se debería mantener casi o aproximadamente constante, cumpliendo:

$$FOM = \frac{1}{R^2 T} \quad (6)$$

Análisis de detección

La necesidad de analizar los resultados obtenidos en medición de la radiación es de suma importancia, en las siguientes sesiones se notan definiciones de importancia (Tsoulfanidis, 1995).

Límites de detección

Se define límite de detección como la magnitud mínima que puede detectarse en un ensayo pero no cuantificarse con un valor exacto. Por tanto se puede decir que el límite de detección, es aquella concentración que proporciona una señal en el instrumento de medida significativamente diferente a una señal de fondo.

Distribución de Poisson

La distribución de Poisson se aplica a eventos cuya probabilidad de ocurrencia es pequeña y constante (Tsoulfanidis, 1995). Suponiendo que se tienen n mediciones de $x_1, x_2 \dots x_n$ muestras provenientes de una

distribución de Poisson con valor medio μ , y un valor medio estimado dado por

$$\hat{\mu} = \frac{\sum x_i}{n} = \bar{x} \quad (7)$$

La varianza de $\bar{x}$ puede ser escrita entonces como

$$\sigma^2(\bar{\mu}) = \frac{\sigma^2}{n} \quad (8)$$

donde σ corresponde a la desviación estándar de la distribución de Poisson, Para tal caso $\sigma^2 = \mu$, así el error estimado para el valor medio en el caso de la distribución de Poisson sustituyendo el valor medio estimado $\hat{\mu}$ por el valor teórico μ es:

$$\sigma(\hat{\mu}) = \sqrt{\frac{\bar{\mu}}{n}} \cong \sqrt{\frac{\hat{\mu}}{n}} = \sqrt{\frac{\bar{x}}{n}}. \quad (9)$$

donde se observa que la 7 y 8 son iguales tanto para la distribución Gaussiana como para la de Poisson, la diferencia radica en la forma de determinar el valor de su desviación estándar σ . Cabe mencionar que en el caso donde se tiene una única medida $\sigma(x) = \sqrt{x}$.

Teniendo en cuenta que los procesos de decaimiento radiactivo son descritos por distribuciones de Poisson, se utiliza la expresión 2.6 para determinar los errores (Forero-Martínez, 2007).

Distribución Gaussiana

Es altamente utilizada por que al menos todos los tipos de medidas se toman en varios tiempos, la distribución gaussiana es centrada alrededor del promedio del valor de los resultados (Tsoulfanidis, 1995). Para una muestra de n puntos provenientes de una distribución Gaussiana, el mejor estimativo teórico para su valor medio es;

$$\hat{\mu} = \frac{\sum x_i}{n} = \bar{x} \quad (10)$$

Y así respectivo estimativo del error es

$$\sigma(\bar{x}) = \frac{\sigma}{\sqrt{n}} \quad (11)$$

donde σ corresponde a la desviación estándar que para el caso de la distribución Gaussiana está dada por (Forero-Martínez, 2007)

$$\sigma^2 = \frac{1}{n} \sum (x_i - \mu)^2 \cong \frac{1}{n} \sum (x_i - \bar{x})^2 = s^2 \quad (12)$$

Distribución Normal

Para cualquier fenómeno los valores que se determinan experimentalmente se describen mediante una función de distribución, que puede ser discreta o continua. Una de estas funciones de distribución es la función de distribución Normal. Existen pruebas estadísticas que permiten establecer si las magnitudes medidas se comportan acorde a esta distribución.

Si los datos experimentales se comportan acorde a la distribución Normal, la mejor estimación del valor verdadero se hace mediante la medida de tendencia central, que para este tipo de distribución se determina mediante el promedio, $\langle x \rangle$, que se obtiene mediante el Teorema del Valor Medio.

Varianza

Una medida de dispersión, que es la suma del cuadrado de la desviación de las observaciones de su media dividida por una menos que el número de observaciones, como se observa en la siguiente ecuación (ANSI, 2006).

$$\sigma^2 = \frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2 \quad (13)$$

Ley de decaimiento exponencial

Ecuación 3.7, ley de decaimiento exponencial, donde $N(t)$ es el número de radionúclidos existentes en un instante de tiempo, $N(0)$ es el número de radionúclidos existentes en el instante inicial $t=0$, λ es la

llamada constante de desintegración radiactiva, es la probabilidad de desintegración por unidad de tiempo. A partir de la definición de actividad, es evidente que la constante de desintegración es el cociente entre el número de desintegraciones por segundo y el número de átomos radiactivos ($\lambda = A/N$), donde t se llama tiempo de vida media de un radioisotopo en tiempo promedio de vida de un átomo antes de desintegrarse y es igual a la inversa de la constante de desintegración radiactiva ($\tau = 1/\lambda$) periodo de semidesintegración.

$$N(t) = N(0)e^{-\lambda t} \quad (14)$$

Propagación de incertidumbres

Así como en los fenómenos naturales la entropía siempre tiende a incrementarse, los errores se propagan en forma aditiva sin importar la relación algebraica que tengan los parámetros involucrados.

Sea f una función de varias variables, $f = f(r, s, \dots, z)$, que representa una magnitud derivada a partir de un conjunto de magnitudes medidas experimentalmente, por lo tanto cada una de las variables independientes tiene asociada una incertidumbre, es decir $r \pm \sigma_r$, $s \pm \sigma_s$, ..., $z \pm \sigma_z$.

Para determinar la incertidumbre o el error de la magnitud derivada, f , es necesario aplicar la Ley de Propagación de Incertidumbres que se muestra en la ecuación 15.

$$\sigma_f = \sqrt{\left(\frac{\partial f}{\partial r}\right)^2 \sigma_r^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial s}\right)^2 \sigma_s^2 + \dots + \left(\frac{\partial f}{\partial z}\right)^2 \sigma_z^2} \quad (15)$$

Recordando que el cuadrado de la desviación estándar es la **varianza**, es decir $s_x = \sigma_x^2$. Una forma más compacta de esta ley se puede expresar definiendo f como una función de n variables, $f = f(z_1, z_2, \dots, z_n)$, donde cada variable tiene asociada una incertidumbre, $z_i \pm \sigma_{z_i}$. La incertidumbre del valor de f , en forma de varianza, se obtiene mediante la ecuación 16, (Vega-Carrillo, 2010b)

$$S_f = \sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial f}{\partial z_i} \right)^2 S_{zi} \quad (16)$$

Analizador Multicanal (MCA) eMorpho Kit

En estos detectores se hace uso de un analizador multicanal de alto rendimiento y un interfaz de adquisición de datos fabricado por la empresa BridgePort Instruments LLC (eMorpho Kit) se ha utilizado en este trabajo doctoral. El eMorpho ofrece 4096 canales su tiempo típico de análisis es de 32 ms. Este multicanal tiene un rechazo de apilamiento atreves de reconocimiento de multi patrones.

El MCA se puede conectar directamente el PC vía USB. Los espectros de altura de pulsos y procesamiento de datos se han manejado utilizando el software de análisis de datos IGOR Pro. Mediante el procesamiento digital de la señal, eMorpho identifica los pulsos que llegan, mide la energía y el tiempo de llegada, y realiza en análisis de la forma del pulso. En la Figura se observa un USB base con MCA, que c

Usb Base –Plug-on MCA with HV (BrigePort)

Igor Pro es un potente software para análisis de datos, procesamiento de imágenes, gráficos científicos, entorno de programación incorporado y soporte de adquisición de datos. Después de la instalación del driver de eMorpho e la misma dirección que el IGOR Pro un menú llamado Morpho es generado en IGOR Pro en la barra de menús. La interface de Igor contiene tres ventanas principales, Panes de espectro, ventana trace panel y panel de control básico (Muhammad, 2012).

Anexo 2

La **alta tensión** de los dos PMTs,
HT-PMT#1=912
y HT-PMT#2=914.

- Los **discriminadores de la forma de los impulsos**. *Parameter 1=15 y Parameter 2=15.*

Los parámetros de la electrónica que mantiene son:

- El **tiempo de integración**, *PSA Time=40.*
- El **tiempo de medida**, *T-Bin=21*, que es 1 min.

Los parámetros avanzados, no se varían, y se pueden ver en el panel de “Control” o de “Advanced Control” como:

- La **altura mínima de las señales** sobre la línea base, *“Baseline trigger=5”.*

- El **discriminador de análisis de las señales**,

“Energy trigger=20”

- El **tiempo muerto**, *“Hold off=250”.*

- La **ganancia del amplificador**, *“Gain=2”*, que equivale a *“1100 Ohm”.*

- La **escala para comprimir los espectros**, *“Scaling=50”.*

NeutronPanel

Neutron Counter Panel

USB functions

Connect Disconnect

Scaler functions

Counting time,min 1452.63

of neutrons : 12515

neutron rate,cpm 8.61549

Start/Reset Stop

Controls

HV PMT #1 911.865 HV +1%

HV PMT #2 914 HV -1%

PSA Time 40

Parameter 1 15 Chart

Parameter 2 15 T-Bin 21

==> EEPROM <== EEPROM

Anexo 3

LIN y DIN		FORMATO DE ENSAYO : AC-B+ZnS(Ag)				LABORATORIO DE INGENIERÍA NUCLEAR			
ENSAYO : B+ZnS(Ag)		AJUSTE DE LOS PARAMETROS DE FORMA. CALIBRACIÓN EN EFICIENCIA E INTERFERENCIAS GAMMA EN EL DETECTOR DE 10-B+ZnS(Ag)							
DETECTOR		N-15A		NUMERO DE SERIE		eRC1091			
fecha inicio:		08/05/2014		Realiza :		Karen A. Guzmán		firma :	
fecha final:		10/05/2014						Alf. Lorente	
Datos de la Fuente		252-Cf	370	kBq	1,85E-05	mg	Intensidad	43290	n/s
Total Utilizado		740		kBq	Intensidad Total		86580	n/s	Distancia
Fecha fabricación fuente (s)		21/05/2013		Vida media		2,65	años	E media	2,35
Fecha de medidas		09/05/2014		días	353	años	0,9671233	Intensidad actual	67228,9
Medida de la Tasa de dosis		Equipo emplead		Berthod LB6411		Equipo Empleado		Berthod LB1236	
		Dosis neutrones		0,27		µSv/h		Dosis gamma	
								0,03	
								µSv/h	
Datos del Detector de neutrones (Datos fabricante)		HV-1	HV-2	Par-1	Par-2	PSA	Baselin	Energy	T-Bin
		775	0	15	15	40	5	20	21
Ancho		33	cm	Largo	23	cm	PTM	15,5	5,7
								cm	
								Area	
								670,7	
Medidas en Bancada		Fichero:		N-15 DAQ		Numero Buffers		1000	
Parámetros detector con		DAQ	Start	si	Analisis	si	Display	si	Excel
								no	
								Par 1=	
								5	
								Par 2=	
								5	
HV-1	750	P1	5	P2	5				
Medidas en la bancada		740	kBq	Dist. del detector	200	cm	Angulo solido	0,0013	
Medidas en la Bancada		Time		cpm	señal	Netas	Neutr. Emitidos/s	67228,90	
Fondo Sala		1671,00		212,0	501,2		Eficiencia total	Efi. Intrínseca	
Muestra		9,00		1473,7	1826,3	1262	312,8	cps/Mn/s	23,4%
Muestra y cono		9,00		584,4	897,8	372	92,3	cps/Mn/s	6,9%
Fondo Exterior		196,0		11,031	308,733	Fondo Referencia	0,134	+/- 0,008	
								cps	
HV-2	800	P1	5	P2	5				
Medidas en la bancada		740	kBq	Dist. del detector	200	cm	Angulo solido	0,0013	
Medidas en la Bancada		Time		cpm	señal	Netas	Neutr. Emitidos/s	67228,90	
Fondo		969,00		222,31	606,26		Eficiencia total	i. Intrínseca	
Muestra		7,00		1550,00	1988,86	1328	329,1	cps/Mn/s	24,7%
Muestra y cono		9,00		607,22	1002,78	385	96,4	cps/Mn/s	7,2%
Fondo Exterior		297,0		13,32	502,91	Fondo Referencia	0,222	+/- 0,007	
								cps	
HV-3	850	P1	5	P2	5				
Medidas en la bancada		740	kBq	Dist. del detector	200	cm	Angulo solido	0,0013	
Medidas en la Bancada		Time		cpm	señal	Netas	Neutr. emitidos	67228,90	
Fondo		1136,00		229,78	833,51		Eficiencia total	i. Intrínseca	
Muestra		11,00		1566,25	2227,88	1336	331,3	cps/Mn/s	24,8%
Muestra y cono		11,00		610,00	1290,09	380	94,3	cps/Mn/s	7,1%
Fondo Exterior		804,0		18,48	846,02	Fondo Referencia	0,308	+/- 0,008	
								cps	
Medidas en el Laboratorio		Muestras gammas :		2330,0	kBq	Tasa de dosis	65,0	µSv/h	
Parámetros fijados en detector		PMT-1	750	PMT-2	0	Par-1:	5	Par-2 :	
Medidas en la Bancada		Time	cpm	señal	Gamma	Incertidumbre		+/- 0,508	
Fondo Sala		196,0		11,03	308,7	Valor de la interferencia		3,2E-09	
Muestra gamma		309,0		11,20	1011,8	Tasa de dosis		65,0	
Medidas en el Laboratorio		Muestras gammas :		2330,0	kBq	Tasa de dosis	65,0	µSv/h	
Parámetros fijados en detector		PMT-1	800	PMT-2	0	Par-1:	5	Par-2 :	
Medidas en la Bancada		Time	cpm	señal	Gamma	Incertidumbre		+/- 0,533	
Fondo Sala		297,0		13,32	502,9	Valor de la interferencia		6,48E-08	
Muestra gamma		284,0		19,08	2492,4	Tasa de dosis		65,0	
Medidas en el Laboratorio		Muestras gammas :		2330,0	kBq	Tasa de dosis	65,0	µSv/h	
Parámetros fijados en detector		PMT-1	850	PMT-2	0	Par-1:	5	Par-2 :	
Medidas en la Bancada		Time	cpm	señal	Gamma	Incertidumbre		+/- 0,551	
Fondo Sala		804,0		18,48	846,0	Valor de la interferencia		1,58E-07	
Muestra gamma		849,0		70,50	6406,5	Tasa de dosis		65,0	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	
								1,58E-07	
								µSv/h	
								+/- 0,551	

Anexo 4

Consideramos que cada nano gramo de californio emite ~2,340 n/s ng-²⁵²Cf, valor tomado como referencia de (Profio, 1979; Profio, 1976) 2,314 n/s ng-²⁵²Cf (Vega-Carrillo and Martinez-Ovalle, 2015), 2,400 n/s ng-²⁵²Cf (NCRP112, 1991) y los neutrones emitidos tienen una energía promedio de 2.5 MeV y emite un promedio de 3.5 neutrones por fisión (Beckurts and Wirtz, 1964).

Tabla 57. Características del ²⁵²Cf

<i>Descripción</i>	<i>Valor</i>
Emisividad específica de neutrones	2,34 x 10 ¹² n/s-gramo 4,9 x10 ⁹ n/s-Curie
Neutrones por fisión	3,76
Energía promedio de los neutrones	2,35 MeV
Vida media efectiva	2,65 años
Vida media de emisión de partículas alfa	2,73 años
Vida media de fisión espontánea	85,5 años
Energía promedio de las partículas alfa	6,12 MeV
Calor específico	38,5 watts/gramo
Dosis equivalente por neutrones (ICRP21)	2.2 x10 ³ rem-m ² /h-gr
Dosis absorbida por fotones	1,6 x10 ² rad-m ² /h-gr
Emite fotones cuya energía va de 0-6,5 MeV	Ver (*)
Función de distribución que describe los neutrones	$N(E) \sim \text{Exp}[-0,88 E] \text{Senh}[(2 E)^{1/2}]$

(*) El espectro primario de los fotones que emite el ²⁵²Cf está definido para 13 grupos de energías que van de 0 a 6,5 en intervalos de 0,5 MeV (Vega-Carrillo, 1983; Vega-Carrillo, 1988)

FICHEROS MCNP

Fichero 1: Cálculo de la respuesta de detector N-15 (ejemplo)

Ficheros MCNP

Archivo de entrada 1: Cálculo de la respuesta N-15

IMPORTANTE: SE CAMBIAN LOS DATOS RELACIONADOS CON EL ESPESOR EXACTO DEL 10-B EN CADA CASO POR (X_{MIN} , X_{MAX}) O SEGÚN SEA EL CASO, Y O Z

Archivo de entrada modelo para determinar la respuesta del detector N-15 ante 29 fuentes monoenergéticas de neutrones a lo largo del archivo se indica los parámetros a cambiar para cada energía o fuente.

(inicia)

Detector de neutrones de 10-B+ZnS(Ag) N-15 1.2 PEAD 12+24 mm PEAD

```

c *****
c *                               CELDAS                               *
c * -----*
c * Cell Material  Density      Surfaces      $ Comentario      *
c * #             #            <0, g/cm3, >0 at den at/b-cm      *
c *****
c  Detector de neutrones N-15
201 20 -2.46 221 -200 imp:n,a 10 $ 10-B
202 18 -4.09 221 -201 imp:n,a 11 $ ZnS(Ag)
203 17 -1.19 221 -202 imp:n,a 9  $ PMMA
204 18 -4.09 221 -203 imp:n,a 10 $ ZnS(Ag)
205 20 -2.46 221 -204 imp:n,a 11 $ 10-B
206 17 -1.19 221 -205 imp:n,a 9  $ PMMA
207 18 -4.09 221 -206 imp:n,a 10 $ ZnS(Ag)
208 20 -2.46 221 -207 imp:n,a 11 $ 10-B
209 17 -1.19 221 -208 imp:n,a 9  $ PMMA
210 18 -4.09 221 -209 imp:n,a 10 $ ZnS(Ag)
211 20 -2.46 221 -210 imp:n,a 11 $ 10-B
212 17 -1.19 221 -211 imp:n,a 9  $ PMMA
213 18 -4.09 221 -212 imp:n,a 10 $ ZnS(Ag)
214 20 -2.46 221 -213 imp:n,a 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
219 19 -2.40 222 -221 imp:n,a 4 $ PTM Cristal
220 3 -1.205e-30 -222 imp:n,a 4 $ PTM Aire
223 4 -2.7 -225 imp:n,a 4 $ Abajo Detector
224 4 -2.7 -226 imp:n,a 4 $ Arriba detector
225 4 -2.7 -227 imp:n,a 4 $ un lado 0.2mm
226 4 -2.7 -228 imp:n,a 4 $ un lado
c Moderador de PEAD
228 16 -0.94 -230 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD Atras
229 16 -0.94 -231 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD arriba
230 16 -0.94 -232 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD abajo
231 16 -0.94 -233 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD derecha
232 16 -0.94 -234 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD Izquierda
233 16 -0.94 -235 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD Delante
234 16 -0.94 -236 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
c Moderador 24 mm y 48 mm PEAD
235 16 -0.94 -237 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
236 16 -0.94 -238 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD superior
237 16 -0.94 -239 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD inferior
238 16 -0.94 -240 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD izquierdo
239 16 -0.94 -241 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD derecho
240 16 -0.94 -242 imp:n,a 4 $ Moderador PEAD frontal
c fuente monoenergetica
241 3 -1.293E-30 -29 imp:n,a 4 $Fuente misma area que detector
242 3 -1.293E-30 -50#201#202#203#204#205#206#207#208#209#210#211#212&
#213#214#219#220#223#224#225#226#228#229#230#231&
#232#233#234#235#236#237#238#239#240#241 imp:n,a 4
c
51 0 +50 imp:n,a 0 $ Mundo Exterior
(ESPACIO EN BLANCO)
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
c *****
c * SUPERFICIES DE LAS DOS FUENTES SEPARADAS *
c *****
c DESDE LA SUPERFICIE 200-213 SE DEFINE EL N-15 PARA EL N-48 CAMBIAR AREA
c SE ADJUNTA EN LA PARTE FINAL DE ESTE ARCHIVO DE ENTRADA CON *
200 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $10B
201 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $ZnS
202 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $PMMA
203 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $ZnS
204 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $10B
205 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $PMMA
206 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $ZnS
207 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $10B
208 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $PMMA
209 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $ZnS

```



```

210 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $10B
211 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $PMMA
212 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $ZnS
213 rpp (xmin, xmax) -11.5 11.5 -18.3 18.3 $10B
c Fotomultiplicador
221 rpp 100 103.2 6.2 11.5 -18.3 1.1 $scrsital
222 rpp 100.3 102.9 6.5 11.2 -18 0.8 $ Vacio
c Partes sujetadores Detector
225 rpp 99.8 103.5 -11.5 11.5 -18.8 -18.3 $ abajo
226 rpp 99.8 103.5 -11.5 11.5 18.3 18.8 $ arriba
227 rpp 99.8 103.5 -12 -11.5 -18.3 18.3 $lado
228 rpp 99.8 103.5 11.5 12 -18.3 18.3 $ lado
c Moderador de PEAD
230 rpp 98.6 99.8 -14.5 14.5 -20 20 $ Parte trasera 1.2
231 rpp 99.8 103.5 -14.5 14.5 18.8 20 $ Parte arriba 1.2
232 rpp 99.8 103.5 -14.5 14.5 -20 -18.8 $ Parte abajo 1.2
233 rpp 99.8 103.5 12 14.5 -18.8 18.8 $ Parte Derecha 2.5
234 rpp 99.8 103.5 -14.5 -12 -18.8 18.8 $ Parte Izquierda 2.5
235 rpp 103.5 104.7 -14.5 14.5 -20 20 $ Parte Frontal 1.2
c Moderador 12 mm PEAD extra
236 rpp 97.4 98.6 -14.5 14.5 -20 20 $ Parte trasera 1.2 + 2.4 TOTAL
c Moderador 2 24 mm PEAD frontal 48 Trasero
237 rpp 94.8 97.4 -17.1 17.1 -22.6 22.6 $ Parte trasera 2.6 + 2.4 = 5
238 rpp 97.4 104.7 -17.1 17.1 20 22.6 $ Pieza superior 2.6 + 1.2 = 3.8
239 rpp 97.4 104.7 -17.1 17.1 -22.6 -20 $ pieza abajo 2.6+ 1.2 = 3.8
240 rpp 97.4 104.7 14.5 17.1 -20 20 $ Izquierdo 2.6 = 5.1
241 rpp 97.4 104.7 -17.1 -14.5 -20 20 $ Derecho 2.6 = 5.1
242 rpp 104.7 105.9 -17.1 17.1 -22.6 22.6 $ Parte Frontal 1.2 + 1.2 = 2.4
c Fuente Rectangular
29 rpp 105.9 128.98 -17.1 17.1 -22.6 22.6 $ Cambiar segun espesor
c Laboratorio
50 so 3500
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
(ESPACIO EN BLANCO)
c *****
c * MATERIALES *
c * ----- *
c * Mat. ZAID Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.) *
c * # / | Comments *
c * *****
c POLY con S(a,b)
m16 1001 -0.143711 &
6000 -0.856289
mt16 poly.01t
c AIRE
m3 7014 -0.755267 &
8016 -0.231881 &
18000 -0.012827 &
6000 -0.000124
c
m4 13027 +1.00 $ Al-27 Aluminio
m19 8016 -0.459800 & $ cristal
11023 -0.096441 &
14000 -0.336553 &
20000 -0.107205
m17 1001 -0.080538 & $ PMMA
6012 -0.599848 &
8016 -0.319614
m18 16000 0.5 & $ Zn 10-B+ZnS(Ag)
30000 0.5 $ S
m20 5011 0.05 & $ B11
5010 0.95 $ B10
c *****
c * FUENTE MONOENERGETICA DE NEUTRONES *
c * Unidireccional (+x), frenre al detectore con o sin moderador *
c * La fuente es rectacuadrada 23.4 X 32 cm2 que es la proyeccion del *
c * detecotr rectangular sobre un plano en x. *
c * El punto de salida de la fuente se seleccion equiprobablemente entre *
c * -11.7 y 11.7 en x y en y. *
c * *****
c el valor erg cambiara según la energía de la fuente monoenergetica y para el
c cambio de la fuente 241-AmBe se muestra al final con ** y para la fuente
c 252-Cf se muestra al final con ***
sc1 Fuente monoenergetica de neutrones de energia ERG
sdef pos=128.98 0 0 x=128.98 y=d1 z=d2 par=1 erg=10-9 vec=1 0 0 dir=-1&
ara=1545.84 sur=29.1
si1 -17.1 17.1
sp1 0 1
si2 -22.6 22.6
sp2 0 1

```

```

c *****
c *          Tallies          *
c *****
c Tally 4: Espectro de los neutrones en la zona del B10
fc4 Espectro de neutrones en las celdas del detector: B10
f4:n 201 205 208 211 214
e4 1.00E-09 1.00E-08 2.53E-08 1.00E-07 2.00E-07 5.00E-07 1.00E-06
   2.00E-06 5.00E-06 1.00E-05 2.00E-05 5.00E-05 1.00E-04 2.00E-04
   5.00E-04 1.00E-03 2.00E-03 5.00E-03 1.00E-02 2.00E-02 3.00E-02
   5.00E-02 7.00E-02 1.00E-01 1.50E-01 2.00E-01 3.00E-01 5.00E-01
   7.00E-01 9.00E-01 1.00E+00 1.20E+00 2.00E+00 3.00E+00 4.00E+00
   5.00E+00 6.00E+00 7.00E+00 8.00E+00 9.00E+00 1.00E+01 1.20E+01
   1.40E+01 1.50E+01 1.60E+01 1.80E+01 2.00E+01
c Tally 14: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc14 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f14:n 201
fm14:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c Tally 24: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc24 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f24:n 205
fm24:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c Tally 34: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc34 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f34:n 208
fm34:n (--vol-relacionado con espesor 20 107)
c Tally 44: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc44 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f44:n 211
fm44:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c Tally 54: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc54 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f54:n 214
fm54:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
vol -vol-relacionado con espesor -vol-relacionado con espesor -vol-relacionado con espesor -vol-
relacionado con espesor -vol-relacionado con espesor
c se cambia -0.390181144 según caso
c *****
c * HISTORIAS Y REGISTROS *
c *****
mode n a
phys:a 10 1e-9 20 1 1
nps 5e6
prdmp 1e9 1e3 0 1
print

FINAL

*Cambio de la geometría N-48
200 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $10B
201 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $ZnS
202 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $PMMA
203 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $ZnS
204 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $10B
205 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $PMMA
206 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $ZnS
207 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $10B
208 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $PMMA
209 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $ZnS
210 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $10B
211 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $PMMA
212 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $ZnS
213 rpp (xmin, xmax) -7.6 7.6 -62 62 $10B
**Cambio para la fuente de 241-AmBe en el cálculo de varios espesores de HDPE
sc1 Fuente monoenergetica de neutrones de energia ERG
sdef pos=128.98 0 0 x=128.98 y=d1 z=d2 par=1 erg=d5 vec=1 0 0 dir=-1&
ara=752 sur=29.1
si1 -11.7 11.7
sp1 0 1
si2 -16 16
sp2 0 1
si5 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
sp5 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

```

***Cambio para la fuente de 252-Cf en el cálculo de varios espesores de HDPE

```

sc1 Fuente monoenergetica de neutrones de energia ERG
sdef pos=128.98 0 0 x=128.98 y=d1 z=d2 par=1 erg=d5 vec=1 0 0 dir=-1&
    ara=752 sur=29.1
si1 -11.7 11.7
sp1 0 1
si2 -16 16
sp2 0 1
sp5 -2 1.42 $ Maxwelliana, T=1.42 MeV $ Californio

```

Fichero 2: Estudio del campo neutrónico del LIN

Archivo de entrada 2: Estudio del campo neutrónico LIN

Archivo de entrada modelo para el estudio del campo neutrónico del LIN en la segunda posición de las fuentes ene 1 pasillo C

(Inicia)

Laboratorio de Ingenieria Nuclear LIN Caminos fuentes

```

c *****
c *                                CELDAS                                *
c * -----
c * Cell Material  Density          Surfaces      $ Comentario      *
c * #            #      <0, g/cm3, >0 at den at/b-cm      *
c *****
c Fuentes de Californio
1  3  -1e-20      -1              imp:n,p 1  $ Fuente 1 de Cf
2  1  -7.87       +1 -2          imp:n,p 2  $ Encapsulado
3  3  -1e-20      -3              imp:n,p 1  $ Fuente 2 de Cf
4  1  -7.87       +3 -4          imp:n,p 2  $ Encapsulado
c Contenedor de Polietileno PEAD
5  2  -0.84       -5#1#2#3#4      imp:n,p 3  $ PEAD
c Laboratorio Paredes y Suelo
6  4  -2.35       -10:-11:-12      imp:n,p 3  $ Suelo
7  4  -2.35       -19              imp:n,p 3  $ Pared (puerta)
8  4  -2.35       (-13:-14:-15:-16:-17:-18:-20) imp:n,p 3  $ Paredes
9  5  -2.0        -21:-22:-23      imp:n,p 3  $ Techo
c Caja Transportadora de Madera para fuentes
10 2  -0.84       -100#5          imp:n,p 3  $ 3cm PEAD dentro
11 6  -0.021      -101#10         imp:n,p 3  $ 4cm poliruteno
12 6  -0.021      -102#11         imp:n,p 3  $ Espuma Extra
13 7  -0.433      -103#12         imp:n,p 3  $wood
14 6  -0.021      -104            imp:n,p 3  $ Espuma Extra
15 7  -0.433      -105#14         imp:n,p 3  $tapa
c Cuarto con escaleras
16 4  -2.35       -24              imp:n,p 3  $ Concreto cuarto de escaleras
17 4  -2.35       -25#18          imp:n,p 3  $ Concreto cuarto de escaleras
18 3  -0.001205   -26              imp:n,p 3  $ aire
19 4  -2.35       -27:-28:-29:-30:-31 imp:n,p 3  $ Escaleras completas
c cuarto cubo cristal
20 7  -0.433      -32#22 imp:n,p 3 $Madera
21 9  -2.4        -33#22 imp:n,p 3 $Cristal
22 3  -0.001205   -34 imp:n,p 3  $ Aire dentro
c mesa de aluminio
23 8  -2.7        -200:-201:-202:-203:-204 imp:n,p 3  $ Mesa completa
c Sujetador de PEAD
24  2  -0.84      (36 -35 -37)#1#2#3#4      imp:n,p 4  $ Sujetador PEAD
25  2  -0.84      (39 -38 -40)              imp:n,p 4  $ tapa sujetador PEAD
c Laboratorior Aire y Exterior
40 3  -0.001205   -50#5#6#7#8#9#10#11#12#13#14#15#16#17
      #18#19#20#21#22#23#24#25 imp:n,p 4
41 0              +50              imp:n,p 0  $ Mundo Exterior
(espacio en blanco)
c *****
c *                                SUPERFICIES DE LAS DOS FUENTES SEPARADAS                                *
c *****
c Cilindro de la fuente (1)
1  1  rcc  0 0 -0.8  0 0 0.6  0.2
c Cilindro del cladding de la fuente (1)
2  1  rcc  0 0 -1   0 0 1   0.4
c Cilindro de la fuente (2)
3  1  rcc  0 0 0.2  0 0 0.6  0.2
c Cilindro del cladding de la fuente (2)
4  1  rcc  0 0 0   0 0 1   0.4
c Cilindro del polietileno
5  rcc  0 0 -7.5  0 0 15  7.5
c sujetador movil de Polietileno
35 1  cz    1.095  $Cilindro polietileno
36 1  pz    -7.5  $Base
37 1  pz    1.5   $Tapa
c tapa polietileno
38 1  cz    3.5
39 1  pz    -9
40 1  pz    -7.5
c Caja transportadora de contenedor con fuentes
100 rpp -10.5 10.5 -10.5 10.5 -10.5 7.5 $ PEAD 3 cm dentro
101 rpp -14.5 14.5 -14.5 14.5 -14.5 7.5 $ Espuma Poliuretano 4cm
102 rpp -15 15 -16 16 -14.5 7.5 $ Espuma extra
103 rpp -17 17 -18 18 -16 7.5 $ Caja Madera
c Tapa de la Caja
104 rpp -15 15 -16 15 7.5 12.5
105 rpp -17 17 -18 18 7.5 14.5
c Piso Laboratorio LIN

```

```

10 rpp -20 290 -835 165 -175 -150
11 rpp 290 886 -835 -465 -175 -150
12 rpp 886 2960 -835 165 -175 -150
c Paredes
13 rpp -45 -20 -835 165 -175 205
14 rpp -45 2960 -860 -835 -175 205
15 rpp 2960 2985 -860 165 -175 205
16 rpp 886 2985 165 190 -175 205
17 rpp 861 886 -465 190 -175 205
18 rpp 290 861 -465 -440 -175 205
19 rpp 290 315 -440 165 -175 205
20 rpp -45 315 165 190 -175 205
c Techo
21 rpp -45 315 -860 190 205 230
22 rpp 315 861 -860 -440 205 230
23 rpp 861 2985 -860 190 205 230
c Cuarto con escaleras
24 rpp -20 210 -835 -605 -150 0
25 rpp -20 210 -835 -605 0 205
26 rpp 5 185 -810 -630 0 205
c escaleras
27 rpp -20 210 -605 -555 -150 -25
28 rpp -20 210 -555 -505 -150 -50
29 rpp -20 210 -505 -455 -150 -75
30 rpp -20 210 -455 -405 -150 -100
31 rpp -20 210 -405 -355 -150 -125
c Cuarto cristal
32 rpp 1710 2150 -835 -505 -150 0 $ Madera
33 rpp 1710 2150 -835 -505 0 205 $ Cristal
34 rpp 1720 2140 -825 -515 -150 205 $ Aire
c Mesa de Aluminio
200 rpp -20 20 -20 20 -18.5 -16 $Placa
201 rpp -20 -15 -20 -15 -150 -18.5 $ Pata Atras izq
202 rpp -20 -15 15 20 -150 -18.5 $ Pata atras derecha
203 rpp 15 20 -20 -15 -150 -18.5 $Pata delante izq
204 rpp 15 20 15 20 -150 -18.5 $ Pata delante derecha
c Laboratorio
50 so 3500
(espacio en blanco)
c *****
c * MATERIALES *
c * ----- *
c * Mat. ZAID Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.) *
c * # / | Comments *
c * *****
c Source cladding
m1 26000 +1 $Fe Fierro Natural (Acero)
c POLY con S(a,b)
m2 1001 -0.143711 6000 -0.856289
mt2 poly.01t
c AIRE
m3 7014 -0.755267 8016 -0.231881 18000 -0.012827 6000 -0.000124
c muro de concreto (Portland)
m4 1001 -0.010
6000 -0.001
8016 -0.529107
11023 -0.016
12000 -0.002
13027 -0.033872
14028 -0.31076706 $ (14000 -0.337021)
14029 -0.01580628
14030 -0.01044765
19000 -0.0130
20000 -0.0440
26054 -8.183E-4 $ (26000 -0.0140)
26056 -1.284556E-2
26057 -2.9666E-4
26058 -3.948E-5
mt4 lwtr.01t
m5 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
m6 1001 -0.041000 & $ Poliuretano
6012 -0.544000 &
7014 -0.121000 &
8016 -0.294000 &
m7 1001 -0.057889 & $ Madera Caja (cherry wood)

```

```

6012 -0.482667 &
8016 -0.45944
mt7 lwtr.01t
m8 13027 +1.00 $ Al-27 Aluminio
m9 8016 -0.459800 & $ cristal
11023 -0.096441 &
14000 -0.336553 &
20000 -0.107205
c *****
c * Termino fuente : Distribucion de la fuente de Cf-252 *
c *****
c Aquí y al final en el TR correspondiente se da la posición de la fuente
sdef par=1 cel=d1 pos=fcel d2 axs=0 0 1 rad=fcel d3 ext=fcel d4 erg=d5
si1 1 1 3 $Las celdas 1 y 3 tienen al Cf
sp1 0.5 0.5 $Las dos emiten con la misma probabilidad
c
ds2 s 30 40 $Para la posicion ver etiquetas 30 y 40
si30 1 588 -650 -0.5 $Centro de la fuente (1)
sp30 1 $Probabilidad de emision de la fuente (1)
si40 1 588 -650 0.5 $Centro de la fuente (2)
sp40 1 $Probabilidad de emision de la fuente (2)
c
ds3 s 50 60 $Para el radio ver etiquetas 50 y 60
si50 0 0.2 $Radio de la fuente (1) con distribucion 5
sp50 -21 1 $Distribucion radial de la fuente (1)
si60 0 0.2 $Radio de la fuente (2) con distribucion 6
sp60 -21 1 $Distribucion radial de la fuente (2)
c
ds4 s 70 80 $Distribucion axial
si70 -0.8 -0.2 $Coord z de la fuente (1) etiqueta 7
sp70 -21 0 $Distribucion axial
si80 0.2 0.8 $Coord z de la fuente (2) etiqueta 8
sp80 -21 0 $Distribucion axial
c
sp5 -2 1.42 $ Maxwelliana, T=1.42 MeV
c *****
c * Calculo de las Energias en coordenadas x,y,z *
c *****
c ORIGIN=bottom, left, rear 11; Xmesh=X_max; Xints=X_num_divs
fmesh4:n geom=XYZ origin=538,-700,0 &
imesh=688 iints=100 &
jmesh=-600 jint=100 &
kmesh=0.5 kints=1 out=col
c ORIGIN=bottom, left, rear 11; Xmesh=X_max; Xints=X_num_divs
fmesh14:n geom=XYZ origin=290,-835,0 &
imesh=886 iints=50 &
jmesh=-465 jint=50 &
kmesh=0.5 kints=1 out=col
c ORIGIN=bottom, left, rear 11; Xmesh=X_max; Xints=X_num_divs
fmesh24:n geom=XYZ origin=-20,-835,0 &
imesh=2960 iints=50 &
jmesh=165 jint=50 &
kmesh=0.5 kints=1 out=col
c ORIGIN=bottom, left, rear 11; Xmesh=X_max; Xints=X_num_divs
fmesh34:n geom=XYZ origin=538,-700,0 &
imesh=688 iints=100 &
jmesh=-600 jint=100 &
kmesh=0.5 kints=1 out=col
c ORIGIN=bottom, left, rear 11; Xmesh=X_max; Xints=X_num_divs
fmesh44:n geom=XYZ origin=290,-835,0 &
imesh=886 iints=50 &
jmesh=-465 jint=50 &
kmesh=0.5 kints=1 out=col
c *****
c * Calculo de la dosis por neutrones / Tallies *
c *****
c Los factores (pSv-cm2) de H*(10)/FLX se obtuvieron
c del ICRP 74, 1997 pag. 199 y 200
fc34 Dosis ambiental equivalente H*(10) [pSv-s-1/Q] a 50x50x50
de34 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
df34 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
fc44 Dosis ambiental equivalente H*(10) [pSv-s-1/Q] seccion A
de44 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
df44 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
c *****
c * Desplazamiento de la fuente de Cf-252 *
c * *
c *****
TR1 588 -650 0 1 0 0 0 1 0 0 1 1 $ 588 -650 0 (pos Sujetador Cf)
c *****
c * HISTORIAS Y REGISTROS *
c *****
mode n
nps 1e7
prtmp 1e9 1000 0 1
print

```

Fichero 3:
Caso realista en aduanas ante SNM para evaluar
cuatro RPMs

Archivo de entrada 3: Caso realista en aduanas ante SNM para evaluar cuatro RPMs

IMPORTANTE: SE CAMBIAN LOS DATOS RELACIONADOS CON EL ESPESOR EXACTO DEL 10-B EN CADA CASO POR (X_{MIN} , X_{MAX}) O SEGÚN SEA EL CASO, Y O Z

Archivo de entrada modelo realista en un punto aduanal ante el paso de SNM en este caso de ^{239}Pu blindado, vehículo situado en el segundo punto ante los detectores N-48 y N-48 plus. En este archivo se puede ver el modelo del RPM con el detector N-48 tal y como se encuentra el actual RPM y los otros tres sistemas descritos en la tesis, para N-15, N15-plus y N-48 plus. Además de un phantom tipo BOBMAB en la cabina definido como conductor.

(Inicia)

```
SNM en transporte y phantom para H(10) 239-Pu sistemas 10B+ZnS(Ag)
c *****
c * CELDAS *
c * ----- *
c * Cell Material Density Surfaces $ Comentario *
c * # # <0, g/cm3, >0 at den at/b-cm *
c *****
c Fuentes de Californio
c 1 3 -1.205e-20 -1 imp:n,a,p 5 $ Fuente 1 de Cf
c 2 1 -7.87 +1 -2 imp:n,a,p 2 $ Encapsulado
c 3 3 -1.205e-20 -3 imp:n,a,p 5 $ Fuente 2 de Cf
c 4 1 -7.87 +3 -4 imp:n,a,p 2 $ Encapsulado
c 5 16 -0.94 (7 -6 -8)#1#2#3#4 imp:n,a,p 4 $ Sujetador PEAD
c 6 16 -0.94 (5 -9 -99) imp:n,a,p 4 $ tapa sujetador PEAD
10 4 -2.35 -10 imp:n,a,p 5 $ Suelo
174 19 -19.84 144 -145 imp:n,a,p 5 $ SNM 239-Pu 93% WGP DOE
175 3 -1.205e-3 -144 imp:n,a,p 5 $ Aire
176 11 -11.35 145 -146 imp:n,a,p 5 $ Plomo
177 21 -1.00 146 -147 imp:n,a,p 5 $ Polietileno boratado
c *****
c NUEVO SISTEMA n-15plus tres detectores + PVTs
c Detector de neutrones N-15 A
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
400 6 -7.874 (1800 1801 1819 1011 -1091):-1126:-1127:-1128 imp:n,a,p 5 $ Cu-fe
409 3 -1.205e-3 1530 -1800 imp:n,a,p 5 $ Aire interior
410 3 -1.205e-3 1630 -1801 imp:n,a,p 5 $ Aire interior
411 3 -1.205e-3 1730 -1819 imp:n,a,p 5 $ Aire interior
501 20 -2.46 1521 -1500 imp:n,a,p 10 $ 10-B
502 18 -4.09 1521 -1501 imp:n,a,p 11 $ ZnS(Ag)
503 17 -1.19 1521 -1502 imp:n,a,p 9 $ PMMA
504 18 -4.09 1521 -1503 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
505 20 -2.46 1521 -1504 imp:n,a,p 11 $ 10-B
506 17 -1.19 1521 -1505 imp:n,a,p 9 $ PMMA
507 18 -4.09 1521 -1506 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
508 20 -2.46 1521 -1507 imp:n,a,p 11 $ 10-B
509 17 -1.19 1521 -1508 imp:n,a,p 9 $ PMMA
510 18 -4.09 1521 -1509 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
511 20 -2.46 1521 -1510 imp:n,a,p 11 $ 10-B
512 17 -1.19 1521 -1511 imp:n,a,p 9 $ PMMA
513 18 -4.09 1521 -1512 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
514 20 -2.46 1521 -1513 imp:n,a,p 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
515 9 -2.40 1522 -1521 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
516 3 -1.205e-20 -1522 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
517 8 -2.7 -1525 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
518 8 -2.7 -1526 imp:n,a,p 4 $ Arriba detector
519 8 -2.7 -1527 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
520 8 -2.7 -1528 imp:n,a,p 4 $ un lado
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
c Moderador de PEAD
521 16 -0.95 -1530#501#502#503#504#505#506#507#508#509#510#511&
#512#513#514#515#516#517#518#519#520 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras
c Detector de neutrones N-15 B
534 20 -2.46 1621 -1600 imp:n,a,p 10 $ 10-B
535 18 -4.09 1621 -1601 imp:n,a,p 11 $ ZnS(Ag)
536 17 -1.19 1621 -1602 imp:n,a,p 9 $ PMMA
537 18 -4.09 1621 -1603 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
538 20 -2.46 1621 -1604 imp:n,a,p 11 $ 10-B
539 17 -1.19 1621 -1605 imp:n,a,p 9 $ PMMA
540 18 -4.09 1621 -1606 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
541 20 -2.46 1621 -1607 imp:n,a,p 11 $ 10-B
542 17 -1.19 1621 -1608 imp:n,a,p 9 $ PMMA
543 18 -4.09 1621 -1609 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
544 20 -2.46 1621 -1610 imp:n,a,p 11 $ 10-B
545 17 -1.19 1621 -1611 imp:n,a,p 9 $ PMMA
546 18 -4.09 1621 -1612 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
547 20 -2.46 1621 -1613 imp:n,a,p 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
548 9 -2.40 1622 -1621 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
```

```

549 3 -1.205e-20 -1622 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
550 8 -2.7 -1625 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
551 8 -2.7 -1626 imp:n,a,p 4 $ Arriba detector
552 8 -2.7 -1627 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
553 8 -2.7 -1628 imp:n,a,p 4 $ un lado
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
c Moderador de PEAD
554 16 -0.95 -1630#534#535#536#537#538#539#540#541#542#543#544&
#545#546#547#548#549#550#551#552#553 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras
c Detector de neutrones N-15 C
567 20 -2.46 1721 -1700 imp:n,a,p 10 $ 10-B
568 18 -4.09 1721 -1701 imp:n,a,p 11 $ ZnS(Ag)
569 17 -1.19 1721 -1702 imp:n,a,p 9 $ PMMA
570 18 -4.09 1721 -1703 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
571 20 -2.46 1721 -1704 imp:n,a,p 11 $ 10-B
572 17 -1.19 1721 -1705 imp:n,a,p 9 $ PMMA
573 18 -4.09 1721 -1706 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
574 20 -2.46 1721 -1707 imp:n,a,p 11 $ 10-B
575 17 -1.19 1721 -1708 imp:n,a,p 9 $ PMMA
576 18 -4.09 1721 -1709 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
577 20 -2.46 1721 -1710 imp:n,a,p 11 $ 10-B
578 17 -1.19 1721 -1711 imp:n,a,p 9 $ PMMA
579 18 -4.09 1721 -1712 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
580 20 -2.46 1721 -1713 imp:n,a,p 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
581 9 -2.40 1722 -1721 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
582 3 -1.205e-20 -1722 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
583 8 -2.7 -1725 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
584 8 -2.7 -1726 imp:n,a,p 4 $ Arriba detector
585 8 -2.7 -1727 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
586 8 -2.7 -1728 imp:n,a,p 4 $ un lado
c Moderador de PEAD
587 16 -0.95 -1730#567#568#569#570#571#572#573#574#575#576#577&
#578#579#580#581#582#583#584#585#586 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras
c
c PVTs para N-15 (verificando)
c PVT-6-S
246 8 -2.6989 (-1013:-1014:-1023) imp:n,a,p 4 $ PTMs
247 2 -1.032 (1013 1014 -1012) imp:n,a,p 4 $ PVT
248 2 -1.032 (1023 -1022) imp:n,a,p 4 $ PvT
249 6 -7.874 (1015 -1016):(1025 -1026) imp:n,a,p 4 $ Cuna hierro
250 16 -0.90 -1019 :-1029 imp:n,a,p 4 $ Vemtatam PEAD
251 8 -2.6989 (1019 -1020):(1029 -1024) imp:n,a,p 4 $ ventana aluminio
252 11 -11.350 -1030 :-1031 imp:n,a,p 4 $ blindaje plomo
253 3 -1.205e-3 -1011#246#247#248#249#250#251#252 imp:n,a,p 4 $ Aire
c *****
c SISTEMA n-15 nDetbrick sin PVT
c Detector de neutrones N-15 A
401 6 -7.874 (100 101 119 -91):-126:-127:-128 imp:n,a,p 5 $ Cuna Hierro
402 3 -1.205e-3 -100 #301#302#303#304#305#306#307#308#309#310#311&
#312#313#314#315#316#317#318#319#320#321#322#323#324#325#326#327#328&
#329#330#331#332#333 imp:n,a,p 5 $ Aire interior
403 3 -1.205e-3 -101 #334#335#336#337#338#339#340#341#342#343#344&
#345#346#347#348#349#350#351#352#353#354#355#356#357#358#359#360#361&
#362#363#364#365#366 imp:n,a,p 5 $ Aire interior
404 3 -1.205e-3 -119 #367#368#369#370#371#372#373#374#375#376#377&
#378#379#380#381#382#383#384#385#386#387#388#389#390#391#392#393#394&
#395#396#397#398#399 imp:n,a,p 5 $ Aire interior
301 20 -2.46 521 -500 imp:n,a,p 10 $ 10-B
302 18 -4.09 521 -501 imp:n,a,p 11 $ ZnS(Ag)
303 17 -1.19 521 -502 imp:n,a,p 9 $ PMMA
304 18 -4.09 521 -503 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
305 20 -2.46 521 -504 imp:n,a,p 11 $ 10-B
306 17 -1.19 521 -505 imp:n,a,p 9 $ PMMA
307 18 -4.09 521 -506 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
308 20 -2.46 521 -507 imp:n,a,p 11 $ 10-B
309 17 -1.19 521 -508 imp:n,a,p 9 $ PMMA
310 18 -4.09 521 -509 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
311 20 -2.46 521 -510 imp:n,a,p 11 $ 10-B
312 17 -1.19 521 -511 imp:n,a,p 9 $ PMMA
313 18 -4.09 521 -512 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
314 20 -2.46 521 -513 imp:n,a,p 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
315 9 -2.40 522 -521 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
316 3 -1.205e-20 -522 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
317 8 -2.7 -525 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
318 8 -2.7 -526 imp:n,a,p 4 $ Arriba detector
319 8 -2.7 -527 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
320 8 -2.7 -528 imp:n,a,p 4 $ un lado
c Moderador de PEAD

```

```

321 16 -0.95 -530 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras
322 16 -0.95 -531 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD arriba
323 16 -0.95 -532 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD abajo
324 16 -0.95 -533 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD derecha
325 16 -0.95 -534 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Izquierda
326 16 -0.95 -535 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Delante
327 16 -0.95 -536 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
c Moderador 24 mm y 48 mm PEAD
328 16 -0.95 -537 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
329 16 -0.95 -538 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD superior
330 16 -0.95 -539 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD inferior
331 16 -0.95 -540 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD izquierdo
332 16 -0.95 -541 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD derecho
333 16 -0.95 -542 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD frontal
c Detector de neutrones N-15 B
334 20 -2.46 621 -600 imp:n,a,p 10 $ 10-B
335 18 -4.09 621 -601 imp:n,a,p 11 $ ZnS(Ag)
336 17 -1.19 621 -602 imp:n,a,p 9 $ PMMA
337 18 -4.09 621 -603 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
338 20 -2.46 621 -604 imp:n,a,p 11 $ 10-B
339 17 -1.19 621 -605 imp:n,a,p 9 $ PMMA
340 18 -4.09 621 -606 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
341 20 -2.46 621 -607 imp:n,a,p 11 $ 10-B
342 17 -1.19 621 -608 imp:n,a,p 9 $ PMMA
343 18 -4.09 621 -609 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
344 20 -2.46 621 -610 imp:n,a,p 11 $ 10-B
345 17 -1.19 621 -611 imp:n,a,p 9 $ PMMA
346 18 -4.09 621 -612 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
347 20 -2.46 621 -613 imp:n,a,p 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
348 9 -2.40 622 -621 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
349 3 -1.205e-20 -622 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
350 8 -2.7 -625 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
351 8 -2.7 -626 imp:n,a,p 4 $ Arriba detector
352 8 -2.7 -627 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
353 8 -2.7 -628 imp:n,a,p 4 $ un lado
c Moderador de PEAD
354 16 -0.95 -630 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras
355 16 -0.95 -631 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD arriba
356 16 -0.95 -632 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD abajo
357 16 -0.95 -633 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD derecha
358 16 -0.95 -634 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Izquierda
359 16 -0.95 -635 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Delante
360 16 -0.95 -636 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
c Moderador 24 mm y 48 mm PEAD
361 16 -0.95 -637 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
362 16 -0.95 -638 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD superior
363 16 -0.95 -639 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD inferior
364 16 -0.95 -640 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD izquierdo
365 16 -0.95 -641 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD derecho
366 16 -0.95 -642 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD frontal
c Detector de neutrones N-15 C
367 20 -2.46 721 -700 imp:n,a,p 10 $ 10-B
368 18 -4.09 721 -701 imp:n,a,p 11 $ ZnS(Ag)
369 17 -1.19 721 -702 imp:n,a,p 9 $ PMMA
370 18 -4.09 721 -703 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
371 20 -2.46 721 -704 imp:n,a,p 11 $ 10-B
372 17 -1.19 721 -705 imp:n,a,p 9 $ PMMA
373 18 -4.09 721 -706 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
374 20 -2.46 721 -707 imp:n,a,p 11 $ 10-B
375 17 -1.19 721 -708 imp:n,a,p 9 $ PMMA
376 18 -4.09 721 -709 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
377 20 -2.46 721 -710 imp:n,a,p 11 $ 10-B
378 17 -1.19 721 -711 imp:n,a,p 9 $ PMMA
379 18 -4.09 721 -712 imp:n,a,p 10 $ ZnS(Ag)
380 20 -2.46 721 -713 imp:n,a,p 11 $ 10-B
c PTM Fotomultiplicador con aire dentro de cristal
381 9 -2.40 722 -721 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
382 3 -1.205e-20 -722 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
383 8 -2.7 -725 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
384 8 -2.7 -726 imp:n,a,p 4 $ Arriba detector
385 8 -2.7 -727 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
386 8 -2.7 -728 imp:n,a,p 4 $ un lado
c Moderador de PEAD
387 16 -0.95 -730 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras
388 16 -0.95 -731 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD arriba
389 16 -0.95 -732 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD abajo
390 16 -0.95 -733 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD derecha
391 16 -0.95 -734 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Izquierda
392 16 -0.95 -735 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Delante

```

```

393 16 -0.95 -736 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
c Moderador 24 mm y 48 mm PEAD
394 16 -0.95 -737 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD Atras 12 extra
395 16 -0.95 -738 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD superior
396 16 -0.95 -739 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD inferior
397 16 -0.95 -740 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD izquierdo
398 16 -0.95 -741 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD derecho
399 16 -0.95 -742 imp:n,a,p 4 $ Moderador PEAD frontal
c PVT (RPM completo, Hierro) 1 con N-48 1 Izquierda
101 9 -2.4 (-103 :-105 ) imp:n,a,p 1 $ PTM
102 2 -1.032 (103 104 105 106 -102) imp:n,a,p 5 $ PVT
103 6 -7.874 (107 -108 ):(-115 :-116 :-117 ) imp:n,a,p 5 $ Cuna Hierro
104 10 -8 (109 -110 111 112 ) imp:n,a,p 5 $ Caja Acero
105 8 -2.6989 (111 -112 ) imp:n,a,p 5 $ Ventana de Aluminio
106 11 -11.35 -113 imp:n,a,p 5 $ Blindaje de Plomo
107 16 -0.90 -111 imp:n,a,p 5 $ Ventana de PED
c
c Detector N-48 1
201 20 -2.46 -200 imp:n,a,p 10 $ 10-B
202 18 -4.09 -201 imp:n,a,p 11 $ ZnS (Ag)
203 17 -1.19 -202 imp:n,a,p 9 $ PMMA
204 18 -4.09 -203 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
205 20 -2.46 -204 imp:n,a,p 11 $ 10-B
206 17 -1.19 -205 imp:n,a,p 9 $ PMMA
207 18 -4.09 -206 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
208 20 -2.46 -207 imp:n,a,p 11 $ 10-B
209 17 -1.19 -208 imp:n,a,p 9 $ PMMA
210 18 -4.09 -209 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
211 20 -2.46 -210 imp:n,a,p 11 $ 10-B
212 17 -1.19 -211 imp:n,a,p 9 $ PMMA
213 18 -4.09 -212 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
214 20 -2.46 -213 imp:n,a,p 11 $ 10-B
215 9 -2.40 215 -214 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
216 3 -1.205e-20 -215 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
217 8 -2.6989 -216:-217:-219 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
218 8 -2.6989 214 -218 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
219 8 -2.6989 -220:-221:-222 imp:n,a,p 4 $ frentes
220 8 -2.6989 -223 imp:n,a,p 4 $ frentes
221 8 -2.6989 -224:-225:-226 imp:n,a,p 4 $ frentes
222 8 -2.6989 -227 imp:n,a,p 4 $ frentes
c Moderador de PEAD
223 16 -0.95 214 -228 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD Atras
224 16 -0.95 214 -229 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD arriba
225 16 -0.95 214 -230 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD abajo
226 16 -0.95 -231 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD derecha
227 16 -0.95 -232 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD Izquierda
228 16 -0.95 -233 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD Delante
c RPM Derecha N-48
c PVT (RPM completo, Hierro) 2
11 9 -2.4 (-303 :-305 ) imp:n,a,p 1 $ PTM
12 2 -1.032 (303 304 305 306 -302) imp:n,a,p 5 $ PVT
13 6 -7.874 (307 -308 ):(-315 :-316 :-317 ) imp:n,a,p 5 $ Cuna Hierro
14 10 -8 (309 -310 311 312 ) imp:n,a,p 5 $ Caja Acero
15 8 -2.6989 (311 -312 ) imp:n,a,p 5 $ Ventana de Aluminio
16 11 -11.35 -313 imp:n,a,p 5 $ Blindaje de Plomo
17 16 -0.90 -311 imp:n,a,p 5 $ Ventana de PED
c Detector N-48
18 20 -2.46 -400 imp:n,a,p 10 $ 10-B
19 18 -4.09 -401 imp:n,a,p 11 $ ZnS (Ag)
20 17 -1.19 -402 imp:n,a,p 9 $ PMMA
21 18 -4.09 -403 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
22 20 -2.46 -404 imp:n,a,p 11 $ 10-B
23 17 -1.19 -405 imp:n,a,p 9 $ PMMA
24 18 -4.09 -406 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
25 20 -2.46 -407 imp:n,a,p 11 $ 10-B
26 17 -1.19 -408 imp:n,a,p 9 $ PMMA
27 18 -4.09 -409 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
28 20 -2.46 -410 imp:n,a,p 11 $ 10-B
29 17 -1.19 -411 imp:n,a,p 9 $ PMMA
30 18 -4.09 -412 imp:n,a,p 10 $ ZnS (Ag)
31 20 -2.46 -413 imp:n,a,p 11 $ 10-B
32 9 -2.40 415 -414 imp:n,a,p 4 $ PTM Cristal
33 3 -1.205e-20 -415 imp:n,a,p 4 $ PTM Aire
34 8 -2.6989 -416:-417:-419 imp:n,a,p 4 $ Abajo Detector
35 8 -2.6989 414 -418 imp:n,a,p 4 $ un lado 0.2mm
36 8 -2.6989 -420:-421:-422 imp:n,a,p 4 $ frentes
37 8 -2.6989 -423 imp:n,a,p 4 $ frentes
c Moderador de PEAD
40 16 -0.95 414 -428 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD Atras
41 16 -0.95 414 -429 imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD arriba

```

```

42 16 -0.95      414 -430  imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD abajo
43 16 -0.95      -431      imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD derecha
44 16 -0.95      -432      imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD Izquierda
45 16 -0.95      -433      imp:n,a,p 7 $ Moderador PEAD Delante
c Coche transporte de SNM
46 3 -0.001205 ( 12 13 14 15 43 44 45 46 47 48 49 51 52 53 54 55 56 57 58 59&
60 61 62 63 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 92 93 94 95 96 97 98 120 121 122 123 124&
125 129 130 131 132 133 134 135 136 137 138 139 140 141 142 143&
148 149 150 151 152 157 158 159 160 161 162&
167 168 169 170 171 176 177 178 179 180 147&
-16) imp:n,a,p 4
47 6 -7.874      14 15 13 12 16 -11      imp:n,a,p 4 $ Caja transporte
48 3 -0.001205 (33 34 35 36 37 38 39 40 41 42 19 20 -18) imp:n,a,p 4 $airecab
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
49 6 -7.874      19 20 18 -17:-21      imp:n,a,p 4 $ Cabina
50 6 -7.874      -22      imp:n,a,p 1 $ motor
59 8 -2.6989     21 -29      imp:n,a,p 1 $ front71-
60 9 -2.40       -30:-31:-32      imp:n,a,p 1 $ cristales
c neumaticos
51 12 -0.92      10 (-12:-13:-14:-15) imp:n,a,p 1 $ goma
52 12 -0.92      10 (-19:-20)      imp:n,a,p 1 $ goma
53 8 -2.6989     -23      imp:n,a,p 1 $ rin Al
54 8 -2.6989     -24      imp:n,a,p 1 $ rin Al
55 8 -2.6989     -25      imp:n,a,p 1 $ rin Al
56 8 -2.6989     -26      imp:n,a,p 1 $ rin Al
57 8 -2.6989     -27      imp:n,a,p 1 $ rin Al
58 8 -2.6989     -28      imp:n,a,p 1 $ rin Al
c Phantom HDPE
61 16 -0.95      -33      imp:n,a,p 5 $ Cabeza
62 16 -0.95      -34      imp:n,a,p 5 $ cuello
63 16 -0.95      -35      imp:n,a,p 5 $ torax
64 16 -0.95      -36      imp:n,a,p 5 $ lumbar
65 16 -0.95      -37      imp:n,a,p 5 $ piernas
66 16 -0.95      -38      imp:n,a,p 5 $ piernas
67 16 -0.95      -39      imp:n,a,p 5 $ Brazos
68 16 -0.95      -40      imp:n,a,p 5 $ brazos
69 16 -0.95      -41      imp:n,a,p 5 $ phantom Brazos
70 16 -0.95      -42      imp:n,a,p 5 $ phantom Brazos
c METALIES
c dinstitos materiales: laton, cobre, bronce, Aluminio
c hierro Fe, acero 304, plomo, cristal, Zinc...
71 1 -7.87       -43      imp:n,a,p 5 $ Acero 304
72 10 -8         -44      imp:n,a,p 5 $ Acero
73 13 -8.96      -45      imp:n,a,p 5 $ cobre
74 7 -8.40       -46      imp:n,a,p 5 $ bronce
75 11 -11.35     -47      imp:n,a,p 5 $ plomo
76 14 -7.133     -48      imp:n,a,p 5 $ Zinc
77 8 -2.6989     -49      imp:n,a,p 5 $ aluminio
78 14 -7.133     -51      imp:n,a,p 5 $ zinc
79 15 -8.07      -52      imp:n,a,p 5 $ laton
80 6 -7.874      -53      imp:n,a,p 5 $ hierro
81 1 -7.87       -54      imp:n,a,p 5 $ Acero 304
82 10 -8         -55      imp:n,a,p 5 $ Acero
83 13 -8.96      -56      imp:n,a,p 5 $ cobre
84 7 -8.40       -57      imp:n,a,p 5 $ bronce
85 11 -11.35     -58      imp:n,a,p 5 $ plomo
86 14 -7.133     -59      imp:n,a,p 5 $ Zinc
87 8 -2.6989     -60      imp:n,a,p 5 $ aluminio
88 14 -7.133     -61      imp:n,a,p 5 $ zinc
89 15 -8.07      -62      imp:n,a,p 5 $ laton
90 6 -7.874      -63      imp:n,a,p 5 $ hierro
91 1 -7.87       -64      imp:n,a,p 5 $ Acero 304
92 10 -8         -65      imp:n,a,p 5 $ Acero
93 13 -8.96      -66      imp:n,a,p 5 $ cobre
94 7 -8.40       -67      imp:n,a,p 5 $ bronce
95 11 -11.35     -68      imp:n,a,p 5 $ plomo
96 14 -7.133     -69      imp:n,a,p 5 $ Zinc
97 8 -2.6989     -70      imp:n,a,p 5 $ aluminio
98 14 -7.133     -71      imp:n,a,p 5 $ zinc
99 15 -8.07      -72      imp:n,a,p 5 $ laton
100 6 -7.874     -73      imp:n,a,p 5 $ hierro
108 1 -7.87      -74      imp:n,a,p 5 $ Acero 304
109 10 -8         -75      imp:n,a,p 5 $ Acero
110 13 -8.96     -76      imp:n,a,p 5 $ cobre
111 7 -8.40      -77      imp:n,a,p 5 $ bronce
112 11 -11.35    -78      imp:n,a,p 5 $ plomo
113 14 -7.133    -79      imp:n,a,p 5 $ Zinc
114 8 -2.6989    -80      imp:n,a,p 5 $ aluminio
115 14 -7.133    -81      imp:n,a,p 5 $ zinc

```



```

116 15      -8.07      -82      imp:n,a,p 5 $ laton
117 6       -7.874     -83      imp:n,a,p 5 $ hierro
118 1       -7.87      -84      imp:n,a,p 5 $ Acero 304
119 10      -8         -85      imp:n,a,p 5 $ Acero
120 13      -8.96      -86      imp:n,a,p 5 $ cobre
121 7       -8.40      -87      imp:n,a,p 5 $ bronce
122 11      -11.35     -88      imp:n,a,p 5 $ plomo
123 14      -7.133     -89      imp:n,a,p 5 $ Zinc
124 8       -2.6989    -90      imp:n,a,p 5 $ aluminio
125 1       -7.87      -92      imp:n,a,p 5 $ Acero 304
126 10      -8         -93      imp:n,a,p 5 $ Acero
127 13      -8.96      -94      imp:n,a,p 5 $ cobre
128 7       -8.40      -95      imp:n,a,p 5 $ bronce
129 11      -11.35     -96      imp:n,a,p 5 $ plomo
130 14      -7.133     -97      imp:n,a,p 5 $ Zinc
131 8       -2.6989    -98      imp:n,a,p 5 $ aluminio
132 14      -7.133     -120     imp:n,a,p 5 $ Zinc
133 8       -2.6989    -121     imp:n,a,p 5 $ aluminio
134 14      -7.133     -122     imp:n,a,p 5 $ zinc
135 1       -7.87      -123     imp:n,a,p 5 $ Acero 304
136 10      -8         -124     imp:n,a,p 5 $ Acero
137 13      -8.96      -125     imp:n,a,p 5 $ cobre
138 8       -2.6989    -129     imp:n,a,p 5 $ aluminio
139 14      -7.133     -130     imp:n,a,p 5 $ zinc
140 15      -8.07      -131     imp:n,a,p 5 $ laton
141 6       -7.874     -132     imp:n,a,p 5 $ hierro
142 10      -8         -133     imp:n,a,p 5 $ Acero
143 13      -8.96      -134     imp:n,a,p 5 $ cobre
144 7       -8.40      -135     imp:n,a,p 5 $ bronce
145 11      -11.35     -136     imp:n,a,p 5 $ plomo
146 14      -7.133     -137     imp:n,a,p 5 $ Zinc
147 14      -7.133     -138     imp:n,a,p 5 $ Zinc
148 8       -2.6989    -139     imp:n,a,p 5 $ aluminio
149 14      -7.133     -140     imp:n,a,p 5 $ zinc
150 1       -7.87      -141     imp:n,a,p 5 $ Acero 304
151 10      -8         -142     imp:n,a,p 5 $ Acero
152 13      -8.96      -143     imp:n,a,p 5 $ cobre
153 14      -7.133     -148     imp:n,a,p 5 $ zinc
154 15      -8.07      -149     imp:n,a,p 5 $ laton
155 6       -7.874     -150     imp:n,a,p 5 $ hierro
156 10      -8         -151     imp:n,a,p 5 $ Acero
157 13      -8.96      -152     imp:n,a,p 5 $ cobre
158 8       -2.6989    -157     imp:n,a,p 5 $ aluminio
159 14      -7.133     -158     imp:n,a,p 5 $ zinc
160 1       -7.87      -159     imp:n,a,p 5 $ Acero 304
161 10      -8         -160     imp:n,a,p 5 $ Acero
162 13      -8.96      -161     imp:n,a,p 5 $ cobre
163 7       -8.40      -162     imp:n,a,p 5 $ bronce
164 15      -8.07      -167     imp:n,a,p 5 $ laton
165 6       -7.874     -168     imp:n,a,p 5 $ hierro
166 10      -8         -169     imp:n,a,p 5 $ Acero
167 13      -8.96      -170     imp:n,a,p 5 $ cobre
168 7       -8.40      -171     imp:n,a,p 5 $ bronce
169 8       -2.6989    -176     imp:n,a,p 5 $ aluminio
170 14      -7.133     -177     imp:n,a,p 5 $ zinc
171 1       -7.87      -178     imp:n,a,p 5 $ Acero 304
172 10      -8         -179     imp:n,a,p 5 $ Acero
173 13      -8.96      -180     imp:n,a,p 5 $ cobre
c Laboratorior Aire y Exterior
240 3 -0.001205 -50 10 11 17 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 91 126 127&
128 1091 1126 1127 1128#101#102#103#104#105#201#202#203#204#205#206#207#208&
#209#210#211#212#213#215#216#217#218#219#220#221#222#223#224#225#226#227#228&
#11#12#13#14#15#16#17#18#19#20#21#22#23#24#25#26#27#28#29#30#31#32#33#34#35&
#36#37#40#41#42#43#44#45#107#106#51#52#214 imp:n,a,p 5
241 0      +50      imp:n,a,p 0 $ Mundo Exterior
(espacio en blanco)
c *****
c *          SUPERFICIES DE LAS DOS FUENTES SEPARADAS          *
c *****
c ***** superficies fuentes Californio*****
c Cilindro de la fuente (1)
1 3 rcc 0 0 -0.8 0 0 0.6 0.2
c Cilindro del cladding de la fuente (1)
2 3 rcc 0 0 -1 0 0 1 0.4
c Cilindro de la fuente (2)
3 3 rcc 0 0 0.2 0 0 0.6 0.2
c Cilindro del cladding de la fuente (2)
4 3 rcc 0 0 0 0 0 1 0.4
c sujetador de Polietileno
6 3 cz 1.095 $Cilindro polietileno

```

```

7 3 pz -7.5 $Base
8 3 pz 1.5 $Tapa
c tapa polietileno
9 3 cz 3.5
5 3 pz -9
99 3 pz -7.5
c Esferas
144 3 s 0 0 0 2
145 3 s 0 0 0 2.42
146 3 s 0 0 0 3
147 3 s 0 0 0 7
c PVT-6-5 (eje z +56.1)
1011 12 rpp -22.8 22.8 -12.3 0.225 -78 78 $ universo
1012 12 rpp -20 20 -9 -5 11.8 71.8 $ pvt
1013 12 rpp 13.8 20 -9 -5 53.8 71.8 $ pmt
1014 12 rpp -20 -13.8 -9 -5 53.8 71.8 $ pmt
1015 12 rpp -21.2 21.2 -11.2 -2.6 10.6 73 $ cuna hierro int
1016 12 rpp -22 22 -12 -2.6 9.8 73.8 $ cuna hierro ext
1017 12 rpp -25.3 25.3 -15.8 -0.2 6.1 106.1 $ caja acero int
1018 12 rpp -25.5 25.5 -16 0 5.9 106.3 $ caja acero ext
1019 12 rpp -22.6 22.6 -0.3 -0.1 7 77 $ ventana polietileno
1020 12 rpp -22.6 22.6 -0.4 0 7 77 $ ventana aluminio
1030 12 rpp -20 20 -11.2 -10.8 12 71.7 $ blindaje plomo
c PVT-6-1 (eje z cambiar signo)
1021 12 rpp -250 250 -250 250 -250 250 $ universo
1022 12 rpp -20 20 -9 -4 -71.8 -11.8 $ pvt
1023 12 rpp 13.8 20 -9 -4 -71.8 -53.8 $ pmt
1025 12 rpp -21.2 21.2 -11.2 -2.6 -73 -10.6 $ cuna hierro int
1026 12 rpp -22 22 -12 -2.6 -73.8 -9.8 $ cuna hierro ext
1027 12 rpp -25.3 25.3 -15.8 -0.2 -106.1 -6.1 $ caja acero int ok
1028 12 rpp -25.5 25.5 -16 0 -106.3 -5.9 $ caja acero ext ok
1029 12 rpp -22.6 22.6 -0.3 -0.1 -77 -7 $ ventana polietileno
1024 12 rpp -22.6 22.6 -0.4 0 -77 -7 $ ventana aluminio
1031 12 rpp -20 20 -11.2 -10.8 -71.7 -12 $ blindaje plomo
c Sistema RPM con N-15
c Detector N-15A
c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
1500 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1501 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1502 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1503 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1504 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1505 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1506 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1507 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1508 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1509 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1510 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1511 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1512 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1513 13 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
c Fotomultiplicador
1521 13 rpp 6.2 11.5 99.5 103.7 -18.3 1.1 $scrsital
1522 13 rpp 6.5 11.2 99.8 103.2 -18 0.8 $ Vacio
c Pares sujetadores Detector
1525 13 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 -18.8 -18.3 $ abajo
1526 13 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 18.3 18.8 $ arriba
1527 13 rpp -12 -11.5 99.8 103.5 -18.3 18.3 $lado
1528 13 rpp 11.5 12 99.8 103.5 -18.3 18.3 $ lado
c Moderador de PEAD
1530 13 rpp -17.1 17.1 94.8 105.9 -22.6 22.6 $ Parte trasera
c
c Detector N-15B
c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
1600 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1601 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1602 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1603 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1604 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1605 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1606 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1607 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1608 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1609 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1610 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
1611 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $PMMA
1612 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $ZnS
1613 14 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax) -18.3 18.3 $10B
c Fotomultiplicador
1621 14 rpp 6.2 11.5 99.5 103.7 -18.3 1.1 $scrsital

```

1622 14 rpp 6.5 11.2 99.8 103.2 -18 0.8 \$ Vacio
 c Pares sujetadores Detector
 1625 14 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 -18.8 -18.3 \$ abajo
 1626 14 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 18.3 18.8 \$ arriba
 1627 14 rpp -12 -11.5 99.8 103.5 -18.3 18.3 \$lado
 1628 14 rpp 11.5 12 99.8 103.5 -18.3 18.3 \$ lado
 c Moderador de PEAD
 1630 14 rpp -17.1 17.1 94.8 105.9 -22.6 22.6 \$ Parte trasera
 c Detector N-15 C
 c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
 1700 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 1701 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 1702 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 1703 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 1704 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 1705 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 1706 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 1707 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 1708 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 1709 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 1710 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 1711 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 1712 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 1713 15 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 c Fotomultiplicador
 1721 15 rpp 6.2 11.5 99.5 103.7 -18.3 1.1 \$crsital
 1722 15 rpp 6.5 11.2 99.8 103.2 -18 0.8 \$ Vacio
 c Partes sujetadores Detector
 1725 15 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 -18.8 -18.3 \$ abajo
 1726 15 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 18.3 18.8 \$ arriba
 1727 15 rpp -12 -11.5 99.8 103.5 -18.3 18.3 \$lado
 1728 15 rpp 11.5 12 99.8 103.5 -18.3 18.3 \$ lado
 c Moderador de PEAD
 1730 15 rpp -17.1 17.1 94.8 105.9 -22.6 22.6 \$ Parte trasera
 c CAJA DE RPM - N-15s
 1091 16 rpp -20 66 93 108 -100 60
 1800 16 rpp -18.8 18.8 94.2 106.8 9 59.8
 1801 16 rpp -18.8 18.8 94.2 106.8 -40 9
 1819 16 rpp -18.8 18.8 94.2 106.8 -99.8 -40
 1126 16 rpp -21 -20 94 107 -140 0
 1127 16 rpp 66 67 94 107 -140 0
 1128 16 rpp -30 76 87 114 -140 -138
 c Sistema RPM con N-15
 c Detector N-15A
 c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
 500 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 501 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 502 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 503 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 504 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 505 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 506 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 507 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 508 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 509 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 510 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 511 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$PMMA
 512 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$ZnS
 513 8 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 \$10B
 c Fotomultiplicador
 521 8 rpp 6.2 11.5 100 103.2 -18.3 1.1 \$crsital
 522 8 rpp 6.5 11.2 100.3 102.9 -18 0.8 \$ Vacio
 c Partes sujetadores Detector
 525 8 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 -18.8 -18.3 \$ abajo
 526 8 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 18.3 18.8 \$ arriba
 527 8 rpp -12 -11.5 99.8 103.5 -18.3 18.3 \$lado
 528 8 rpp 11.5 12 99.8 103.5 -18.3 18.3 \$ lado
 c Moderador de PEAD
 530 8 rpp -14.5 14.5 98.6 99.8 -20 20 \$ Parte trasera
 531 8 rpp -14.5 14.5 99.8 103.5 18.8 20 \$ Parte arriba
 532 8 rpp -14.5 14.5 99.8 103.5 -20 -18.8 \$ Parte abajo
 533 8 rpp 12 14.5 99.8 103.5 -18.8 18.8 \$ Parte Derecha
 534 8 rpp -14.5 -12 99.8 103.5 -18.8 18.8 \$ Parte Izquierda
 535 8 rpp -14.5 14.5 103.5 104.7 -20 20 \$ Parte Frontal
 c Moderador 12 mm PEAD extra (no definida en primeros Calculos)
 536 8 rpp -14.5 14.5 97.4 98.6 -20 20 \$ Parte trasera
 c Moderador 2 24 mm PEAD frontal 48 Trasero
 537 8 rpp -17.1 17.1 94.8 97.4 -22.6 22.6 \$ Parte trasera
 538 8 rpp -17.1 17.1 97.4 104.7 20 22.6 \$ Pieza superior
 539 8 rpp -17.1 17.1 97.4 104.7 -22.6 -20 \$ pieza abajo

```

540 8 rpp 14.5 17.1 97.4 104.7 -20 20 $ Izquierdo
541 8 rpp -17.1 -14.5 97.4 104.7 -20 20 $ Izquierdo
542 8 rpp -17.1 17.1 104.7 105.9 -22.6 22.6 $ Parte trasera
c CAJA DE RPM - N-15s
91 11 rpp -20 20 94 107 -100 60
100 11 rpp -18.8 18.8 94.2 106.8 9 59.8
101 11 rpp -18.8 18.8 94.2 106.8 -40 9
119 11 rpp -18.8 18.8 94.2 106.8 -99.8 -40
126 11 rpp -21 -20 94 107 -140 0
127 11 rpp 20 21 94 107 -140 0
128 11 rpp -30 30 89 112 -140 -138
c Detector N-15B
c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
600 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
601 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
602 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
603 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
604 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
605 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
606 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
607 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
608 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
609 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
610 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
611 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
612 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
613 9 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
c Fotomultiplicador
621 9 rpp 6.2 11.5 100 103.2 -18.3 1.1 $crsital
622 9 rpp 6.5 11.2 100.3 102.9 -18 0.8 $ Vacio
c Partes sujetadores Detector
625 9 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 -18.8 -18.3 $ abajo
626 9 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 18.3 18.8 $ arriba
627 9 rpp -12 -11.5 99.8 103.5 -18.3 18.3 $lado
628 9 rpp 11.5 12 99.8 103.5 -18.3 18.3 $ lado
c Moderador de PEAD
630 9 rpp -14.5 14.5 98.6 99.8 -20 20 $ Parte trasera
631 9 rpp -14.5 14.5 99.8 103.5 18.8 20 $ Parte arriba
632 9 rpp -14.5 14.5 99.8 103.5 -20 -18.8 $ Parte abajo
633 9 rpp 12 14.5 99.8 103.5 -18.8 18.8 $ Parte Derecha
634 9 rpp -14.5 -12 99.8 103.5 -18.8 18.8 $ Parte Izquierda
635 9 rpp -14.5 14.5 103.5 104.7 -20 20 $ Parte Frontal
c Moderador 12 mm PEAD extra (no definida en primeros Calculos)
636 9 rpp -14.5 14.5 97.4 98.6 -20 20 $ Parte trasera
c Moderador 2 24 mm PEAD frontal 48 Trasero
637 9 rpp -17.1 17.1 94.8 97.4 -22.6 22.6 $ Parte trasera
638 9 rpp -17.1 17.1 97.4 104.7 20 22.6 $ Pieza superior
639 9 rpp -17.1 17.1 97.4 104.7 -22.6 -20 $ pieza abajo
640 9 rpp 14.5 17.1 97.4 104.7 -20 20 $ Izquierdo
641 9 rpp -17.1 -14.5 97.4 104.7 -20 20 $ Izquierdo
642 9 rpp -17.1 17.1 104.7 105.9 -22.6 22.6 $ Parte trasera
c Detector N-15 C
c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
700 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
701 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
702 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
703 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
704 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
705 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
706 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
707 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
708 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
709 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
710 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
711 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $PMMA
712 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $ZnS
713 10 rpp -11.5 11.5 (ymin, ymax)-18.3 18.3 $10B
c Fotomultiplicador
721 10 rpp 6.2 11.5 100 103.2 -18.3 1.1 $crsital
722 10 rpp 6.5 11.2 100.3 102.9 -18 0.8 $ Vacio
c Partes sujetadores Detector
725 10 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 -18.8 -18.3 $ abajo
726 10 rpp -11.5 11.5 99.8 103.5 18.3 18.8 $ arriba
727 10 rpp -12 -11.5 99.8 103.5 -18.3 18.3 $lado
728 10 rpp 11.5 12 99.8 103.5 -18.3 18.3 $ lado
c Moderador de PEAD
730 10 rpp -14.5 14.5 98.6 99.8 -20 20 $ Parte trasera
731 10 rpp -14.5 14.5 99.8 103.5 18.8 20 $ Parte arriba
732 10 rpp -14.5 14.5 99.8 103.5 -20 -18.8 $ Parte abajo
733 10 rpp 12 14.5 99.8 103.5 -18.8 18.8 $ Parte Derecha

```

734 10 rpp -14.5 -12 99.8 103.5 -18.8 18.8 \$ Parte Izquierda
735 10 rpp -14.5 14.5 103.5 104.7 -20 20 \$ Parte Frontal
c Moderador 12 mm PEAD extra (no definida en primeros Calculos)
736 10 rpp -14.5 14.5 97.4 98.6 -20 20 \$ Parte trasera
c Moderador 2 24 mm PEAD frontal 48 Trasero
737 10 rpp -17.1 17.1 94.8 97.4 -22.6 22.6 \$ Parte trasera
738 10 rpp -17.1 17.1 97.4 104.7 20 22.6 \$ Pieza superior
739 10 rpp -17.1 17.1 97.4 104.7 -22.6 -20 \$ pieza abajo
740 10 rpp 14.5 17.1 97.4 104.7 -20 20 \$ Izquierdo
741 10 rpp -17.1 -14.5 97.4 104.7 -20 20 \$ Izquierdo
742 10 rpp -17.1 17.1 104.7 105.9 -22.6 22.6 \$ Parte trasera
c RELLENO METALES Y MATERIALES
176 4 rpp -15 -5 -15 -5 -10 0
177 4 rpp -25 -15 -15 -5 -10 0
178 4 rpp -35 -25 -15 -5 -10 0
179 4 rpp -45 -35 -15 -5 -10 0
180 4 rpp -55 -45 -15 -5 -10 0
70 4 rpp -5 5 -15 -5 -10 0
61 4 rpp 5 15 -15 -5 -10 0
62 4 rpp 15 25 -15 -5 -10 0
63 4 rpp 25 35 -15 -5 -10 0
71 4 rpp 35 45 -15 -5 -10 0
80 4 rpp 45 55 -15 -5 -10 0
51 4 rpp -15 -5 -15 -5 0 10
52 4 rpp -25 -15 -15 -5 0 10
53 4 rpp -35 -25 -15 -5 0 10
78 4 rpp -45 -35 -15 -5 0 10
79 4 rpp -55 -45 -15 -5 0 10
81 4 rpp -5 5 -15 -5 0 10
135 4 rpp 5 15 -15 -5 0 10
136 4 rpp 15 25 -15 -5 0 10
137 4 rpp 25 35 -15 -5 0 10
89 4 rpp 35 45 -15 -5 0 10
90 4 rpp 45 55 -15 -5 0 10
138 4 rpp -5 5 15 25 -10 0
139 4 rpp 5 15 15 25 -10 0
140 4 rpp 15 25 15 25 -10 0
141 4 rpp 25 35 15 25 -10 0
142 4 rpp 35 45 15 25 -10 0
143 4 rpp 45 55 15 25 -10 0
148 4 rpp -15 -5 15 25 -10 0
149 4 rpp -25 -15 15 25 -10 0
150 4 rpp -35 -25 15 25 -10 0
151 4 rpp -45 -35 15 25 -10 0
152 4 rpp -55 -45 15 25 -10 0
157 4 rpp -5 5 15 25 0 10
158 4 rpp 5 15 15 25 0 10
159 4 rpp 15 25 15 25 0 10
160 4 rpp 25 35 15 25 0 10
161 4 rpp 35 45 15 25 0 10
162 4 rpp 45 55 15 25 0 10
167 4 rpp -15 -5 15 25 0 10
168 4 rpp -25 -15 15 25 0 10
169 4 rpp -35 -25 15 25 0 10
170 4 rpp -45 -35 15 25 0 10
171 4 rpp -55 -45 15 25 0 10
43 4 rpp -5 5 -5 5 -20 -10
44 4 rpp 5 15 -5 5 -20 -10
45 4 rpp 15 25 -5 5 -20 -10
46 4 rpp 25 35 -5 5 -20 -10
47 4 rpp 35 45 -5 5 -20 -10
48 4 rpp 45 55 -5 5 -20 -10
49 4 rpp 45 55 -5 5 -10 0
54 4 rpp -5 5 -5 5 10 20
55 4 rpp 5 15 -5 5 10 20
56 4 rpp 15 25 -5 5 10 20
57 4 rpp 25 35 -5 5 10 20
58 4 rpp 35 45 -5 5 10 20
59 4 rpp 45 55 -5 5 10 20
60 4 rpp 45 55 -5 5 0 10
64 4 rpp -15 -5 -5 5 -20 -10
65 4 rpp -25 -15 -5 5 -20 -10
66 4 rpp -35 -25 -5 5 -20 -10
67 4 rpp -45 -35 -5 5 -20 -10
68 4 rpp -55 -45 -5 5 -20 -10
69 4 rpp -55 -45 -5 5 -10 0
72 4 rpp -15 -5 -5 5 10 20
73 4 rpp -25 -15 -5 5 10 20
74 4 rpp -35 -25 -5 5 10 20
75 4 rpp -45 -35 -5 5 10 20

```

76 4 rpp -55 -45 -5 5 10 20
77 4 rpp -55 -45 -5 5 0 10
82 4 rpp -5 5 5 15 -20 -10
83 4 rpp 5 15 5 15 -20 -10
84 4 rpp 15 25 5 15 -20 -10
85 4 rpp 25 35 5 15 -20 -10
86 4 rpp 35 45 5 15 -20 -10
87 4 rpp 45 55 5 15 -20 -10
88 4 rpp 45 55 5 15 -10 0
92 4 rpp -5 5 5 15 10 20
93 4 rpp 5 15 5 15 10 20
94 4 rpp 15 25 5 15 10 20
95 4 rpp 25 35 5 15 10 20
96 4 rpp 35 45 5 15 10 20
97 4 rpp 45 55 5 15 10 20
98 4 rpp 45 55 5 15 0 10
120 4 rpp -15 -5 5 15 -20 -10
121 4 rpp -25 -15 5 15 -20 -10
122 4 rpp -35 -25 5 15 -20 -10
123 4 rpp -45 -35 5 15 -20 -10
124 4 rpp -55 -45 5 15 -20 -10
125 4 rpp -55 -45 5 15 -10 0
129 4 rpp -15 -5 5 15 10 20
130 4 rpp -25 -15 5 15 10 20
131 4 rpp -35 -25 5 15 10 20
132 4 rpp -45 -35 5 15 10 20
133 4 rpp -55 -45 5 15 10 20
134 4 rpp -55 -45 5 15 0 10
c Piso
10 rpp -1000 1000 -1000 1000 -165 -140
c TRANSPORTE CONTENEDOR DE SNM
11 17 RPP -264.5 264.5 -127.5 127.5 -100 100 $ Caja principal camion
16 17 rpp -253 253 -116 116 -88.5 88.5 $ Aire dentro de caja
17 17 rpp 280 380 -110 110 -100 70 $ Cabina
18 17 rpp 291.5 368.5 -98.5 98.5 -88.5 58.5 $ Aire
21 17 rpp 380 400 -110 110 -100 15 $ Motor
22 17 rpp 264.5 280 -110 110 -80 -50 $ Motor
29 17 rcc 405 -110 -85 0 210 0 15 $ defensa
30 17 rpp 300 360 -112 -110 -10 40 $ vidrio
31 17 rpp 300 360 110 112 -10 40 $ vidrio
32 17 rpp 380 382 -100 100 20 60 $ vidrio
c PMMA Phantom BOMAB (http://www.ntanet.net/nts/phantom.html)
c sin muslos se aproximara, no es identico dimensiones aproximadas
33 7 rcc 0 0 0 0 0 20 9 $ cabeza
34 7 rcc 0 0 0 0 0 -10 6.5 $ cuello
35 7 rcc 0 0 -10 0 0 -40 15 $ torax
36 7 rcc 0 0 -50 0 0 -20 17.5 $ lumbar
37 7 rcc 37.5 -10 -70 -20 0 0 6.5 $ Piernas
38 7 rcc 37.5 10 -70 -20 0 0 6.5 $ Piernas
41 7 rcc 36 -10 -77 0 0 -40 6.5 $ Piernas
42 7 rcc 36 10 -77 0 0 -40 6.5 $ Piernas
39 7 rcc 0.5 -21 -10 57 0 0 5.25 $ brazos
40 7 rcc 0.5 21 -10 57 0 0 5.25 $ brazos
c Cilindro neumatico
12 17 rcc -25.5 -137.5 -105 0 25 0 42
23 17 rcc -25.5 -138.5 -105 0 1 0 25
13 17 rcc -120.5 -137.5 -105 0 25 0 42
24 17 rcc -120.5 -138.5 -105 0 1 0 25
14 17 rcc -25.5 112.5 -105 0 25 0 42
25 17 rcc -25.5 137.5 -105 0 1 0 25
15 17 rcc -120.5 112.5 -105 0 25 0 42
26 17 rcc -120.5 137.5 -105 0 1 0 25
19 17 rcc 329.5 -122.5 -105 0 25 0 42
27 17 rcc 329.5 -123.5 -105 0 1 0 25
20 17 rcc 329.5 97.5 -105 0 25 0 42
28 17 rcc 329.5 122.5 -105 0 1 0 25
c CAJA COMPLETA RPM (1)
102 1 rpp -20.6 20.6 -12 -7 -90.6 90.6 $ pvt
103 1 rpp 14.6 20.6 -12 -7 -90.6 -72.4 $ pmt abajo-izq
104 1 rpp -20.6 -14.6 -12 -7 -90.6 -72.4 $ pmt abajo-der
105 1 rpp 14.6 20.6 -12 -7 72.4 90.6 $ pmt arriba-izq
106 1 rpp -20.6 -14.6 -12 -7 72.4 90.6 $ pmt arriba-der
107 1 rpp -21.8 21.8 -14.3 -5.9 -91.8 91.8 $ cuna hierro int
108 1 rpp -22 22 -14.5 -6.1 -92 92 $ cuna hierro ext
109 1 rpp -54.8 25 -18.6 -0.2 -104.8 94.8 $ caja acero int
110 1 rpp -55 25.2 -18.8 0 -105 95 $ caja acero ext
111 1 rpp -52.7 22.9 -0.3 -0.1 -102.7 92.7 $ ventana polietileno
112 1 rpp -52.7 22.9 -0.4 0 -102.7 92.7 $ ventana aluminio
113 1 rpp -21.8 21.8 -14.3 -13.9 -91.8 91.8 $ blindaje plomo
114 1 rpp -51.5 -23.6 -16.8 -2.6 -71.5 63.7 $ PEAD

```

```

115 1 rpp -65 35.5 -50 30 -139 -137 $ placa inferior
116 1 rpp 25.2 26.2 -15.6 -4.6 -137 -48 $ placa izq
117 1 rpp -56 -55 -15.6 -4.6 -137 -48 $ placa der
118 rpp -500 500 -500 500 -500 -150 $ suelo de cemento
c Detector N-48 (1)
c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
200 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
201 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
202 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
203 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
204 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
205 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
206 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
207 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
208 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
209 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
210 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
211 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
212 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
213 2 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
c Fotomultiplicador
214 2 rpp -3.3 3.3 -1.875 4.475 -81.5 -62 $scrsital
215 2 rpp -3.1 3.1 -1.675 4.275 -81.3 -62.2 $ Vacio
c Partes sujetadores Detector
216 2 rpp -8.35 -7.6 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ abajo
217 2 rpp 7.6 8.35 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ arriba
218 2 rpp -7.6 7.6 -0.5 3.5 -62.5 -62 $lado
219 2 rpp -7.6 7.6 -0.5 3.5 62 62.5 $ lado
220 2 rpp -7.6 7.6 -0.5 0 -62 -60 $ lado
221 2 rpp -7.6 7.6 -0.5 0 60 62 $ lado
222 2 rpp -7.6 -6 -0.5 0 -60 60 $ lado
223 2 rpp 6 7.6 -0.5 0 -60 60 $ lado
224 2 rpp -7.6 7.6 2.628265 3.5 -62 -60 $ lado
225 2 rpp -7.6 7.6 2.628265 3.5 60 62 $ lado
226 2 rpp -7.6 -6 2.628265 3.5 -60 60 $ lado
227 2 rpp 6 7.6 2.628265 3.5 -60 60 $ lado
c Moderador de PEAD
228 2 rpp -13.35 13.35 -5.5 -0.5 -67.5 67.5 $ Parte frontal 2.5 cm
229 2 rpp -13.35 13.35 3.5 6 -67.5 67.5 $ Parte trasera 5 cm
230 2 rpp -13.35 13.35 -0.5 3.5 -67.5 -62.5 $ junto PMT abajo 5 cm
231 2 rpp -13.35 13.35 -0.5 3.5 62.5 67.5 $ junto PMT abajo 5 cm
232 2 rpp -13.35 -8.35 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ Parte Derecha 5
233 2 rpp 8.35 13.35 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ Parte Izquierda 5
c CAJA COMPLETA RPM 2
302 5 rpp -20.6 20.6 -12 -7 -90.6 90.6 $ pvt
303 5 rpp 14.6 20.6 -12 -7 -90.6 -72.4 $ pmt abajo-izq
304 5 rpp -20.6 -14.6 -12 -7 -90.6 -72.4 $ pmt abajo-der
305 5 rpp 14.6 20.6 -12 -7 72.4 90.6 $ pmt arriba-izq
306 5 rpp -20.6 -14.6 -12 -7 72.4 90.6 $ pmt arriba-der
307 5 rpp -21.8 21.8 -14.3 -5.9 -91.8 91.8 $ cuna hierro int
308 5 rpp -22 22 -14.5 -6.1 -92 92 $ cuna hierro ext
309 5 rpp -54.8 25 -18.6 -0.2 -104.8 94.8 $ caja acero int
310 5 rpp -55 25.2 -18.8 0 -105 95 $ caja acero ext
311 5 rpp -52.7 22.9 -0.3 -0.1 -102.7 92.7 $ ventana polietileno
312 5 rpp -52.7 22.9 -0.4 0 -102.7 92.7 $ ventana aluminio
313 5 rpp -21.8 21.8 -14.3 -13.9 -91.8 91.8 $ blindaje plomo
314 5 rpp -51.5 -23.6 -16.8 -2.6 -71.5 63.7 $ PEAD
315 5 rpp -65 35.5 -50 30 -139 -137 $ placa inferior
316 5 rpp 25.2 26.2 -15.6 -4.6 -137 -48 $ placa izq
317 5 rpp -56 -55 -15.6 -4.6 -137 -48 $ placa der
c Detector N-48 PLUS
c Detector interior PMMA y 10B+ZnS(Ag)
400 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
401 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
402 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
403 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
404 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
405 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
406 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
407 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
408 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
409 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
410 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
411 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $PMMA
412 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $ZnS
413 6 rpp -7.6 7.6 (ymin, ymax)-62 62 $10B
c Fotomultiplicador
414 6 rpp -3.3 3.3 -1.875 4.475 -81.5 -62 $scrsital
415 6 rpp -3.1 3.1 -1.675 4.275 -81.3 -62.2 $ Vacio
c Partes sujetadores Detector

```



```

416 6 rpp -8.35 -7.6 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ abajo
417 6 rpp 7.6 8.35 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ arriba
418 6 rpp -7.6 7.6 -0.5 3.5 -62.5 -62 $lado
419 6 rpp -7.6 7.6 -0.5 3.5 62 62.5 $ lado
420 6 rpp -7.6 7.6 -0.5 0 -62 -60 $ lado
421 6 rpp -7.6 7.6 -0.5 0 60 62 $ lado
422 6 rpp -7.6 -6 -0.5 0 -60 60 $ lado
423 6 rpp 6 7.6 -0.5 0 -60 60 $ lado
424 6 rpp -7.6 7.6 2.628265 3.5 -62 -60 $ lado
425 6 rpp -7.6 7.6 2.628265 3.5 60 62 $ lado
426 6 rpp -7.6 -6 2.628265 3.5 -60 60 $ lado
427 6 rpp 6 7.6 2.628265 3.5 -60 60 $ lado
c Moderador de PEAD
428 6 rpp -13.35 13.35 -5.5 -0.5 -67.5 67.5 $ Parte frontal 2.5 cm
429 6 rpp -13.35 13.35 3.5 6 -67.5 67.5 $ Parte trasera 5 cm
430 6 rpp -13.35 13.35 -0.5 3.5 -67.5 -62.5 $ junto PMT abajo 5 cm
431 6 rpp -13.35 13.35 -0.5 3.5 62.5 67.5 $ junto PMT abajo 5 cm
432 6 rpp -13.35 -8.35 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ Parte Derecha 5
433 6 rpp 8.35 13.35 -0.5 3.5 -62.5 62.5 $ Parte Izquierda 5
c Laboratorio
50 so 5500
(espacio en blanco)
c *****
c * MATERIALES *
c * ----- *
c * Mat. ZAID Density (>0, At. Fracc.; <0, Weigth fracc.) *
c * # / | Comments *
c *****
c Source cladding
m1 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
m2 1001 0.525382 & $ H PVT rho = -1.032
6000 0.474618 $ C
c AIRE
m3 7014 -0.755267 8016 -0.231881 18000 -0.012827 6000 -0.000124
c muro de concreto (Portland)
m4 1001 -0.010
6000 -0.001
8016 -0.529107
11023 -0.016
12000 -0.002
13027 -0.033872
14028 -0.31076706 $ (14000 -0.337021)
14029 -0.01580628
14030 -0.01044765
19000 -0.0130
20000 -0.0440
26054 -8.183E-4 $ (26000 -0.0140)
26056 -1.284556E-2
26057 -2.9666E-4
26058 -3.948E-5
mt4 lwtr.01t
m6 26000 +1 $Fe Fierro Natural (Acero)
m7 13027 -0.028528 & $ bronze al
14000 -0.003339 & $ Si
25055 -0.003555 & $ Mn-55
26000 -0.010208 & $ Fe
28000 -0.006718 & $ Ni
29000 -0.874157 & $ Cu
30000 -0.036037 & $ Zn
50000 -0.024503 & $ Sn
82000 -0.012957 $ Pb
m8 13027 +1.00 $ Al-27 Aluminio
m9 8016 -0.459800 & $ cristal
11023 -0.096441 &
14000 -0.336553 &
20000 -0.107205
m10 6000 -0.000400 & $ Acero 304 C
14000 -0.005000 & $ Si
15031 -0.000230 & $ P-31
16000 -0.000150 & $ S-32
24000 -0.190000 & $ Cr
25055 -0.010000 & $ Mn-55
26000 -0.701730 & $ Fe

```

```

28000 -0.092500 $ Ni
m11 82000 +1.00 $ Pb
m12 1001 -0.143711 $H
6000 -0.856289 $C
m13 29000 1.00 $ cobre
m14 30000 1.00 $ Zinc
m15 26000 -0.000868 & $ Laton Fe
29000 -0.665381 & $ Cu
30000 -0.325697 & $ Zn
50000 -0.002672 & $ Sn
82000 -0.005377 $ Pb
c POLY con S(a,b)
m16 1001 -0.143711 6000 -0.856289
mt16 poly.01t
m17 1001 -0.080538 & $ PMMA
6012 -0.599848 &
8016 -0.319614
m18 16000 -0.3228960 & $ Zn
30000 -0.671040 $ S
m20 5011 0.05 & $ B11
5010 0.95 $ B10
m19 94238 -0.0005 94239 -0.935 94240 -0.06 94241 -0.004 94242 -0.0005
c $ DOE 3013 WGPu
c 19.84 gr/cm3
m21 1001 -0.125355 5010 -0.100000 6012 -0.774645
c *****
c * Termino fuente : Distribucion de la fuente de U-238 *
c *****
c fuentes a cambiar según apartado 2.9.1 según SNM o fuente
Sdef pos=0 0 0 ERG=d1 RAD=d2 CEL=174
spl -3 0.966 2.842 $ Brimestrier (TESIS VER) C. Bias Tesis
si2 2 2.42
c *****
c * Tallies *
c *****
c N-48 RPM
c Tally 4: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc4 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f4:n 201 205 208 211 214
fm4:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c N-48 plus RPM
c Tally 14: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc14 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f14:n 18 22 25 28 31
fm14:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c N-15 RPM (3)
c Tally 24: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc24 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f24:n 301 305 308 311 314 334 338 341 344 347 367 371 374 377 380
fm24:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c N-15 system PLUS (3)
c Tally 34: Reacciones 10B(n,a)7Li[-ARA*Vol CeldaB10 REACCION]
fc34 Reacciones 10B(n,a)7Li que ocurren en el B10
f34:n 501 505 508 511 514 534 538 541 544 547 567 571 574 577 580
fm34:n (-vol-relacionado con espesor 20 107)
c 3456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789 123456789
c *****
c * Calculo de la dosis por neutrones *
c *****
c *****
c Los factores (pSv-cm2) de Hp(10)/FLX DOSIS EFECTIVA
c del ICRP 119
c
fc54 Dosis efectiva por unidad de fluencia
de54 log 1.00E-9 1.00E-8 2.50E-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
df54 log 5.24 6.55 7.60 9.95 11.2 12.8 13.8 14.5 15.0 15.1 15.1 14.8 14.6&
14.4 14.2 14.2 14.4 15.7 18.3 23.8 29.0 38.5 47.2 59.8 80.2 99.0&
133.0 188.0 231.0 267.0 282.0 310.0 383.0 432.0 458.0 474.0 483.0&
490.0 494.0 497.0 499.0 499.0 496.0 494.0 491.0 486.0 480.0
f54:n 61 62 63 64 65 66 67 68 69 70
c *****
c * Desplazamiento *
c *
c *****
TR1 0 -200 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ PVT (1)

```

```

TR2 -37 -209 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-48 (-37x, -9y) 1
TR5 0 200 0 1 0 0 0 -1 0 0 0 1 1 $ PVT RPM (2)
TR6 -37 209 0 1 0 0 0 -1 0 0 0 1 1 $ N-48 (-37x, -9y) RPM 2
TR8 -150 -307 34.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-15a
TR9 -150 -307 -15.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-15b a 125 cm suelo
TR10 -150 -307 -65.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-15c a 75 cm del suelo
TR11 -150 -307 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ CAJA RPM
TR12 192 -200 -20 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ PVT N-15 plus
TR13 150 -307 34.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-15a
TR14 150 -307 -15.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-15b a 125 cm suelo
TR15 150 -307 -65.5 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ N-15c a 75 cm del suelo
TR16 150 -307 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ CAJA RPM
TR17 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ autobus (0 0 0)
TR4 0 -5 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ Chatarra (0 -5 0)
TR7 310 68 30 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ phantom (310 68 30)
TR3 0 0 0 1 0 0 0 1 0 0 0 1 1 $ 239-Pu
c *****
c * HISTORIAS Y REGISTROS *
c *****
mode n a
c phys:n 20 1e-9 20
c phys:p 100 0 0 0 1 0 0
phys:a 10 1e-9 20 1 1
nps 7e7
prdmp 1e9 1e6 0 1
print

```