



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO**  
**POSGRADO EN CIENCIA E INGENIERÍA DE LA COMPUTACIÓN**

**MODELO COMPUTACIONAL PARA SIMULACIÓN DOSIMÉTRICA EN UNA  
SALA DE IRRADIACIÓN GAMMA.**

**TESIS**  
**QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:**  
**MAESTRO EN CIENCIA E INGENIERÍA DE LA COMPUTACIÓN**

**PRESENTA:**  
**FERNANDO PATLÁN CARDOSO**

Director de Tesis:  
Dra. Suemi Rodríguez Romo  
Facultad de Estudios Superiores Cuautitlán, UNAM

Ciudad Universitaria, CD. MX.

Enero, 2018



Universidad Nacional  
Autónoma de México



**UNAM – Dirección General de Bibliotecas**  
**Tesis Digitales**  
**Restricciones de uso**

**DERECHOS RESERVADOS ©**  
**PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL**

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

## **Agradecimientos:**

**A mis Padres, el Sr. Daniel Patlán Pérez (qepd) y la Sra. Carmen Cardoso Lara por ser mis guías y mi apoyo en todo.**

**A la Dra. Suemi Rodríguez Romo, por su apoyo incondicional y desinteresado, por transmitirme sus conocimientos y por ser un ejemplo para mí y mis demás compañeros. Muchas gracias, Dra.**

**A mis profesores, el Dr. Oscar Ibáñez Orozco y el Dr. Ricardo Paramont Hernández García por transmitirme los conocimientos necesarios para el desarrollo de este trabajo, además de que más que mis profesores, los considero mis amigos.**

**Al Ing. Ing. René Pérez Moroyoqui por su paciencia, apoyo y asesorías.**

**A la Universidad Nacional Autónoma de México, en especial al Posgrado en Ciencia e Ingeniería de la Computación por brindarme la oportunidad de desarrollarme profesionalmente y hacer de mi persona, un mejor individuo.**

**A la Sras. María de Lourdes González Lora, Amalia Arriaga y la Ing. Cecilia Mandujano por todo el apoyo brindado. Muchas gracias.**

**Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) y al proyecto PAPIIT 101817 de la UNAM por el soporte a este proyecto de investigación.**

**A todos mis compañeros de travesía, Nid, Elpidio, Jorge, René, Su, Yaz, Meli...hemos hecho un muy buen equipo.**

**Finalmente, mi más sincero agradecimiento al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, en especial a mis estimados amigos, al Fís. Francisco Vergara Martínez, al Dr. Francisco Javier Ramírez Jiménez y a la Ing. Irma Ortiz Patricio por siempre estar apoyándome y alentándome a ser cada vez mejor. Muchas Gracias.**

<b>Contenido:</b>	<b>Página</b>
I.- Introducción.....	(1)
II.- Antecedentes.....	(5)
II.1.- Tipos de salas de irradiación y sus aplicaciones.....	(5)
III.- Propuesta de un modelo para simular computacionalmente la sala de irradiación Gamma.....	(20)
III.1.- El Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del ININ.	
III.1.1.- La sala de irradiación Gamma del ININ.	
III.1.2.- Calibración e instrumentos a calibrar en la sala de irradiación Gamma del ININ.	
III.1.3.- Métodos utilizados para la calibración de instrumentos de medición radiación ionizante.	
III.1.4.- Levantamiento de niveles dosimétricos.	
III.2.- Caracterización física de la Sala de irradiación Gamma utilizando la plataforma computacional GEANT4-ROOT.	
III.2.1.- Construcción de una simulación computacional en GEANT4.	
III.2.2.- Construcción de una primera aproximación de una sala de irradiación Gamma utilizando GEANT4-ROOT.	
III.3.- Simulación Matemática y Computacional de una Cámara de Ionización.	
III.4.- Generación de un modelo matemático y computacional para reproducir las medidas experimentales del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ.	
III.5.- Generación de un modelo computacional para la sala de irradiación Gamma completa.	
III.5.1.- Modelos Matemáticos.	
III.5.2.- Generación de algoritmos y programas.	
III.5.3.- Bases de Datos.	
III.6.- Modelos de decaimiento radiactivo.	
III.6.1.- Modelos Matemáticos.	
III.6.2.- Generación de algoritmos y programas.	
III.6.3.- Bases de Datos.	
III.7.- Modelo de tasa de Dosis Absorbida.	
III.8.- Modelos de Búsqueda aleatoria de magnitudes dosimétricas en la sala de irradiación Gamma.	
IV.- Resultados y Discusión.....	(83)
Conclusiones.....	(100)
Bibliografía.....	(102)
Apéndice.....	(105)

## **Motivación y problema.**

A lo largo de todo nuestro desarrollo académico, hemos acumulado una gran cantidad de conocimientos, los cuales quisiéramos explotar a lo largo de nuestro ejercicio profesional. Si ese cúmulo de conocimientos es atractivo aplicarlo en beneficio de nuestro desarrollo profesional, es mucho más interesante y gratificante si el empleo de los conocimientos adquiridos propicia el fortalecimiento de la investigación científica y tecnológica del área en la cual se están utilizando.

Este conocimiento debe ser lo suficientemente adecuado para producir resultados a largo y mediano plazo, aunque lo ideal sería que el producto de estas investigaciones pudiera incorporarse al desarrollo científico y tecnológico del país a muy corto plazo. Este es el caso del trabajo que se presenta a continuación: **“Modelo Computacional Para Simulación Dosimétrica en una Sala de Irradiación Gamma”**.

El trabajo gira en torno a la simulación computacional de una sala de irradiación Gamma real. Esta sala de irradiación es la sala Gamma del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares de México (ININ), órgano descentralizado del gobierno federal cuya función principal es hacer investigación y desarrollo en el campo de las ciencias nucleares. Los resultados obtenidos de esta investigación, tienen el objetivo de vincularse al desarrollo científico y tecnológico del país.

Este modelo computacional estará construido a partir de una caracterización de la sala de irradiación Gamma por medio de la plataforma computacional GEANT4-ROOT, la cual nos permite simular computacionalmente aplicaciones en el campo de las ciencias nucleares. Esta plataforma está basada en el paradigma de la programación orientada a objetos, utilizando el lenguaje de programación C++. Posterior a la caracterización de la sala, se construirá un programa que nos permita simular computacionalmente las magnitudes dosimétricas [2], [3] en todos los puntos de la misma. Las magnitudes dosimétricas a simular son la Carga de Ionización, la tasa de Exposición, la tasa de Kerma, la tasa de Dosis Equivalente y la tasa de Dosis Absorbida [2], [3], [4]. Las simulaciones se deben realizar en una gran cantidad de puntos de la sala, con lo que es necesaria la construcción de bases de datos que nos permitan el uso adecuado de los datos en el momento que sean requeridos. Además, como se trata de una aplicación en la que se utilizan materiales radiactivos, es necesario el desarrollo de un modelo que nos permita simular computacionalmente un proceso de decaimiento radiactivo, esto con el fin de predecir el comportamiento de las magnitudes dosimétricas en el transcurso del tiempo. Finalmente, para aplicaciones muy precisas dentro de la sala, es necesario obtener resultados con un margen de error muy pequeño, para lo cual es necesaria la construcción de un programa basado en interpolaciones lineales, el cual nos permitirá llegar a los objetivos planeados.

La simulación de la irradiación Gamma del ININ es importante, ya que cuenta con instalaciones únicas en el país e incluso América Latina y otras partes del mundo. Estas

instalaciones son el cimiento del desarrollo de las aplicaciones nucleares en nuestro país. Entre estas instalaciones únicas se encuentra la sala Gamma del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD) del ININ. Esta sala es la única en su tipo en el país y una de las 75 que se cuentan a nivel mundial dentro de la red de laboratorios certificados y acreditados por la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA) y la Organización Mundial de la Salud (OMS). En el caso de Latinoamérica se cuenta con cuatro instalaciones de este tipo, y la del ININ es la más grande y completa de su tipo.

En el caso de las aplicaciones nucleares, contrario a lo que pudiera pensarse, la mayor cantidad de aplicaciones a nivel mundial no van encaminadas a su uso con fines bélicos ó de producción de energía eléctrica. La mayor cantidad de aplicaciones disponibles en el sector nuclear van encaminadas al uso industrial, de la investigación científica y las aplicaciones médicas. Con mucho, el campo de las aplicaciones médicas es el más beneficiado con el uso de la tecnología nuclear. Sus aplicaciones abarcan desde el diagnóstico y predicción que nos ofrece la medicina nuclear, hasta las de tipo terapéutico como son el caso de la radioterapia, la braquiterapia y la Física Médica.

Nuestro país no queda fuera de estas aplicaciones ya que, a lo largo de su historia, ha sido uno de los de mayor crecimiento en el área de las aplicaciones nucleares con fines pacíficos. Estas aplicaciones están presentes en la industria en las grandes refresqueras, cementeras, la central nucleoelectrónica de Laguna Verde, en la industria petrolera, en la industria alimenticia y farmacéutica por mencionar algunas. En el caso de la medicina, el espectro es más amplio, ya que todos los hospitales que tengan servicios de medicina nuclear, radioterapia, braquiterapia y Física Médica son usuarios de la tecnología nuclear. La investigación científica, e incluso las artes utilizan técnicas nucleares muy sofisticadas para realizar sus experimentos. Estas ramas del conocimiento incluyen a la Geofísica, la Agricultura, la Biología, la Física y la Ingeniería entre muchas otras. Nuestro país es uno de los que más aplicaciones pacíficas ha cultivado en el ramo.

El uso de la tecnología nuclear implica el manejo adecuado de material radiactivo y de radiaciones. Estas radiaciones pueden ser de varios tipos dependiendo de la aplicación y del tipo de desintegración de la que se trate. Entre las principales radiaciones tenemos a las partículas Alfa ( $\alpha$ ), Beta ( $\beta$ ), los rayos X, los rayos Gamma ( $\gamma$ ) y los Neutrones. Para hacer el uso seguro y eficiente de las radiaciones, es necesario poder cuantificarlas. Para la cuantificación de los distintos tipos de radiaciones se necesitan sofisticados instrumentos de medición, los cuales se tienen que verificar y calibrar periódicamente para garantizar la calidad de las mediciones. Precisamente, para verificar y calibrar los instrumentos de medición de la radiación ionizante, se utiliza lo que se conoce como las salas de irradiación.

Una sala de irradiación es un espacio donde se confina una cantidad de radiación, la cual está perfectamente caracterizada en cada uno de los puntos de la sala. Dependiendo del tipo de radiación que mida el instrumento, es el tipo de sala que va a utilizarse. Así, las salas  $\alpha$  sirven para calibrar instrumentos de medición  $\alpha$ , las salas  $\beta$  sirven para calibrar

instrumentos de medición  $\beta$  y así sucesivamente. En nuestro caso concreto, estamos hablando de una sala de irradiación Gamma, por lo cual, la radiación que debe confinarse y caracterizarse es radiación Gamma.

De esta manera, todos y cada uno de los instrumentos que se utilicen para medir rayos Gamma en las distintas aplicaciones que se realicen en nuestro país, necesitan ser calibrados y verificados periódicamente. En nuestro país, si hacemos un recuento de usuarios a nivel nacional, contando a la industria, los hospitales y las instituciones de investigación científica, tenemos una gran demanda de los mismos. Estos usuarios demandan una atención pronta y de calidad, para que sus procesos no se vean interrumpidos. El problema radica en que, por sus altos costos de mantenimiento y operación, nuestro país solo cuenta con una sala de irradiación Gamma para poder prestar el servicio correspondiente (que en este caso es la calibración y verificación de los equipos de medida y detección de rayos Gamma). Esta sala es la sala de irradiación Gamma del ININ.

Como se había mencionado con anterioridad, los servicios de la sala de irradiación Gamma del ININ son de suma importancia, debido a las áreas de aplicación que presenta. Si ponemos por ejemplo las aplicaciones industriales, en nuestro país los rayos Gamma se utilizan para obtener radiografías industriales a alerones y turbinas de avión, lo cual permite que se encuentren fallas en los dispositivos y se minimicen los riesgos de posibles accidentes aéreos. Estas pruebas también se realizan a tuberías y dispositivos industriales en los que se necesiten obtener información del estado de corrosión que presenta el material del que están fabricados. Un asunto no menos importante, es la aplicación que tienen los instrumentos de medición de los rayos Gamma en la protección del personal que labora en instalaciones radiactivas, en este caso tenemos a los grandes hospitales y por supuesto a la central nucleoelectrónica de Laguna Verde. Por otro lado, las fuentes radiactivas emisoras Gamma son de amplio uso en la medida de niveles de líquidos, en este caso, se aplican principalmente en las refresqueras y las plantas productoras de aceites y aditivos. Para esta aplicación, se coloca una fuente radiactiva a la altura de llenado del envase y se coloca enfrente de la misma un detector de radiación. Cuando el envase se llena a la altura de la fuente radiactiva, la intensidad de la radiación que percibe el detector se atenúa y envía una señal a un sistema automatizado que detiene el llenado y hace que la banda transportadora de los recipientes se deslice y coloque el siguiente envase a ser llenado. Por otro lado, si nos vamos a la parte alimenticia, cosmética y de los medicamentos, los rayos Gamma son un gran aliado, ya que si nosotros irradiamos estos productos a niveles muy altos de radiación Gamma, eliminamos de ellos bacterias y pirógenos que serían dañinos para el organismo. Todos los cosméticos, las jeringas, guantes y medicamentos deben ser esterilizados bajo la acción de la irradiación Gamma, con lo cual garantizamos su uso seguro en el cuerpo humano. En el caso de los alimentos, la irradiación se utiliza como un medio de esterilización semejante a la pasteurización, pero de una calidad mejorada, ya que al no aplicar calor al producto, las características alimenticias y de sabor no se ven alteradas, además de que el tiempo de anaquel aumenta considerablemente. Nuestro país es pionero

en el uso de esta tecnología, sin embargo, por sus altos costos de operación y mantenimiento, solo se cuenta con tres irradiadores Gamma de uso industrial a nivel nacional. Estos irradiadores se encuentran en el Centro Nuclear “Dr. Nabor Carrillo Flores” del ININ, con ubicación en Salazar, edo. de México; en el Instituto de Ciencias Nucleares de la UNAM, en Ciudad Universitaria; y finalmente el único irradiador industrial de carácter privado, que se encuentra en el estado de Querétaro.

Las ciencias nucleares también son de amplio uso en la medicina, ya que la radioterapia, la braquiterapia, la medicina nuclear y la Física Médica utilizan radiación Gamma para el tratamiento y diagnóstico de varias enfermedades, incluido el Cáncer. En el caso de la agricultura, los rayos Gamma han tenido un gran éxito en su aplicación. Cuando se irradia una semilla con rayos Gamma, se producen mutaciones en los individuos. Estos individuos al momento de ser sembrados, nos producen nuevas variedades de frutas y verduras, las cuales, al no ser injertadas, conservan sus propiedades alimenticias y de sabor, pero adquieren características mejoradas. Si hablamos del ramo de los plaguicidas, las ciencias nucleares han desarrollado una técnica muy interesante para el control de plagas: La técnica de los insectos estériles. En esta técnica, se irradian larvas de la plaga a controlar con altos niveles de radiación Gamma, lo cual deriva en el nacimiento de insectos estériles. Estos insectos estériles se depositan en los sembradíos afectados los cuales, al aparearse, no producen descendencia, por lo que la plaga se reduce hasta ser controlada. Esta técnica se ha aplicado con éxito a la mosca del mediterráneo, la mosca Tse-Tse y actualmente se encuentra en etapa de investigación su uso para el mosquito productor del Chicomungo y el Zika. Nuestro país cuenta con una planta productora de insectos estériles, la cual está ubicada en Chiapa de Corzo en el estado de Chiapas, y es orgullosamente el mayor productor y exportador de insectos estériles a nivel mundial.

Todo lo anterior nos da un panorama más amplio de la importancia que tiene la sala de irradiación Gamma del ININ para nuestro país. Más aún, si tomamos en cuenta que solo hay cuatro instalaciones de este tipo en América Latina, por los Acuerdos Regionales de Cooperación en América Latina (ARCAL) el IAEA, nuestro país está comprometido a prestar los servicios correspondientes a los demás estados miembros de la región, que así lo soliciten. Por esta razón, los usuarios y la demanda de la sala crecen día a día, mientras que la oferta está siendo rebasada.

Por esta razón, el ININ se vio obligado a buscar nuevas formas de caracterizar la sala Gamma para ofrecer un mejor servicio a todos sus usuarios. Una de estas formas es utilizar las técnicas computacionales que se tienen al alcance, para poder simular el comportamiento de las magnitudes dosimétricas presentes dentro de la sala de irradiación Gamma. En un principio, debido a la cantidad de usuarios, solo se utilizaba la línea central frente a la fuente de radiación. Sin embargo, debido al crecimiento del número de usuarios, se pretende utilizar la superficie completa de la sala. Para esto, es necesario hacer un levantamiento dosimétrico, que no es otra cosa que la medida de las magnitudes dosimétricas en toda la

sala, para poder caracterizarla. Este levantamiento implica una gran inversión de tiempo y recursos, además de que tendría que interrumpirse el funcionamiento normal de la sala, con los problemas que esto implica. Por esto, se pensó en las técnicas de la computación científica, para así poder simular y predecir el comportamiento dosimétrico dentro de la sala.

De esta manera, no sería necesario hacer el levantamiento dosimétrico completo de la sala, dado que el modelo computacional nos predeciría el valor dosimétrico en toda la superficie de la sala. Con esto, dependiendo del tipo de instrumento que llegue a servicio a la sala de irradiación Gamma, únicamente tendríamos que solicitar al modelo computacional que nos indique en qué lugar se encuentra la magnitud dosimétrica requerida, con lo cual solo tendríamos que ratificar el valor del programa con una simple medición con un instrumento de medición calibrado en el punto en que nos indique éste.

Todas las razones antes descritas, me motivan a desarrollar este trabajo, ya que se trata de una aplicación que implica el desarrollo de un modelo de simulación computacional, además de que presenta la característica de que es un trabajo que incide directamente en el desarrollo científico y tecnológico del país, aparte de que los resultados que se obtengan nos ofrecen productos a corto, mediano y largo plazo.

## I.- INTRODUCCIÓN

Hoy en día, la ciencia y tecnología nuclear ha avanzado a pasos gigantescos. Su campo de aplicación es amplio. La medicina, la industria, la agricultura, la investigación científica y aún las artes, no han escapado de su influjo e impacto. Un aspecto muy importante en la aplicación de la ciencia y tecnología nucleares es la medición de la intensidad de la radiación nuclear. Como es bien sabido, el uso de la radiación nuclear implica riesgos y beneficios. Cuando se pone en una balanza los riesgos contra los beneficios que implica el uso de la radiación nuclear, encontramos que los beneficios son muchísimo más grandes que los riesgos asociados por la misma. Hoy en día, las ciencias nucleares han salvado más vidas que las que se han perdido por el uso de las mismas con fines bélicos [4].

En particular, los rayos Gamma son radiaciones electromagnéticas emitidas por un núcleo atómico en desintegración. Estas radiaciones electromagnéticas tienen la característica que su frecuencia es muy alta y su poder de penetración es mayor al de las partículas cargadas. Por sus características de ser una radiación electromagnética, son fotones de energía que carecen de masa y carga, pero que sin embargo, al ser depositada su energía en tejido vivo u otro tipo de material, pueden alterar sus propiedades originales. El descubridor de los rayos Gamma fue Paul Villard en 1900, mientras hacía estudios de la energía emitida por el radio. Cuando los esposos Pierre y María Curie, así como Henri Becquerel descubrieron la radiactividad, se supo que había elementos que emitían energía en formas de radiaciones al desintegrarse y transmutaban a otro elemento. Estas radiaciones en un principio fueron las partículas Beta, las cuales fueron llamadas así por Henri Becquerel. Las partículas Beta, se demostró que eran idénticas a la masa y carga de un electrón, pero que podían ser tanto positivas como negativas. Posteriormente, un nuevo tipo de radiaciones fueron descubiertas por Ernest Rutherford, a las cuales llamó partículas Alfa, esto haciendo alusión al alfabeto griego y para tener concordancia con las partículas Beta. Las partículas Alfa son equivalentes a la carga y la masa de un núcleo de Helio, es decir, están formadas por dos protones y dos neutrones. A la radiación descubierta por Paul Villard, Rutherford la bautizó radiación Gamma.

En un principio se pensó que las radiaciones Gamma eran partículas, análogamente a lo que ocurría con las Alfa y Beta. Sin embargo, Rutherford descubrió que los rayos Gamma no se desviaban bajo la acción de un campo eléctrico. Por esta razón, dedujo que se trataba de otro tipo de radiación, la cual más adelante demostró que era del tipo electromagnético. Posteriormente, la misma María Curie fue la primera en utilizar los rayos Gamma para uso médico, con lo cual se desencadenaría una serie de aplicaciones de los isótopos radiactivos en beneficio de la humanidad.

Las aplicaciones de las radiaciones Gamma son tan diversas, y están presentes en la medicina, en la industria, en la agricultura y la investigación científica y otras ramas. En el caso de las aplicaciones médicas, la medicina nuclear, la radioterapia, la braquiterapia y la física médica las utilizan para el diagnóstico y tratamiento de enfermedades, incluido el

Cáncer. En la industria, su uso es bastante cotidiano. Se utilizan para realizar radiografías industriales de piezas e instrumentos para encontrar posibles fallas y minimizar los riesgos inherentes. Su aplicación también se utiliza para la medida de niveles de líquidos de envasado y para la esterilización de utensilios médicos, cosméticos y alimentos, lo cual garantiza la seguridad y calidad del producto fabricado. En la agricultura se han utilizado los rayos Gamma con bastante éxito, en la generación de nuevas especies de cultivo y en el control de plagas, sin necesidad del uso de sustancias nocivas a la salud. Muchas ramas del conocimiento se han beneficiado con el uso de la tecnología nuclear, lo cual impacta directamente en el mejoramiento del nivel de vida de la población. Estas aplicaciones han sido tan diversas, y el impacto en las condiciones de vida han sido tan benéficas a lo largo de todo el mundo, que la misma Organización de las Naciones Unidas (ONU), creó el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), para regular el manejo y uso sustentable de la tecnología nuclear en los estados miembros. El OIEA también es conocido como la IAEA (International Atomic Energy Agency, por sus siglas en inglés).

Existe un principio básico dentro del ámbito de la protección radiológica: El principio ALARA (As Low Achievable Reasonable). Este principio establece que todos los usuarios de la radiación nuclear deben de recibir una dosis de radiación tan baja como razonablemente sea posible. No importa que se trate del público en general o de un usuario de las fuentes radiactivas o POE (POE: Personal Ocupacionalmente Expuesto), la dosis o cantidad de energía de radiación por unidad de masa debe ser la más baja posible. Esto implica que se deben llevar a cabo las actividades correspondientes dentro de un campo de radiación de la mejor manera posible, pero haciendo hincapié en que se debe hacer todo lo posible para que las dosis recibidas sean las mínimas.

Para cumplir con este principio básico de la protección radiológica, es necesario hacer mediciones de la cantidad de energía de radiación que reciben los usuarios y operadores de las instalaciones radiactivas. Para esto, se usan los instrumentos de medición, que dependiendo del tipo de radiación a medir es el tipo de instrumento a utilizar. El principio básico de funcionamiento de los mismos, está basado en la ionización, la cual se produce de acuerdo al tipo de radiación y la forma como interacciona con la materia. Así, las partículas cargadas como las Alfa y Beta, interaccionan con la materia a través de sus campos eléctricos; las radiaciones electromagnéticas como los rayos X y los Gamma producen la ionización en la materia con la que interactúan por medio del efecto Compton, el efecto Fotoeléctrico y la creación de pares de iones [2], [3]. Los neutrones como se trata de partículas que carecen de carga, producen la ionización por medio de choques inelásticos con partículas cargadas del material con el que interactúan [10].

De esta forma, tenemos instrumentos de medición que están basados en la ionización de un gas como la cámara de ionización, el detector proporcional o el Geiger-Muller, en materiales semiconductores, en películas fotográficas o en cristales termoluminiscentes [2], [3]. En todos los casos es necesario hacer una calibración periódica de los instrumentos

para de esta manera, garantizar la calidad de las mediciones que se están haciendo y reducir al mínimo la exposición de los usuarios a la radiación ionizante.

Para realizar la calibración y verificación de los instrumentos utilizados en la medición de la radiación ionizante y sus aplicaciones, se utilizan lo que se conoce como las salas de irradiación. Estas salas son espacios debidamente blindados y con las características adecuadas de insumos e infraestructura para confinar dentro de ellas un nivel de dosis de radiación lo suficientemente intensas como para calibrar y verificar los equipos de medición. Debido a que las radiaciones ionizantes no son del mismo tipo y su forma de interacción con la materia difieren, es necesario construir las salas de irradiación dependiendo del tipo de radiación que mida el instrumento.

Nuestro país cuenta con una sala para cada tipo de radiación. Estas salas se encuentran ubicadas en el Centro de Metrología de Radiaciones Ionizantes (CMRI) del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), en el Centro Nuclear “Dr. Nabor Carrillo Flores”, con domicilio en Salazar, estado de México. El laboratorio del CMRI encargado de la operación de estas salas es el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD). El LSCD cuenta con una sala de irradiación Alfa, Beta, de rayos X y de rayos Gamma, así como una sala de Neutrones. Todas estas salas prestan los servicios de calibración y verificación de los equipos de medición, dependiendo del tipo de radiación que se esté utilizando. Así, la sala Alfa presta servicios de calibración y verificación de equipos de medida y detección de partículas Alfa; la sala Beta, de equipos de medida y detección de partículas Beta; la sala de rayos X, de equipos de medida y detección de rayos X; la sala Gamma, de equipos de medida y detección de rayos Gamma; y finalmente, la sala de Neutrones presta el servicio a los equipos de medida y detección de neutrones.

En nuestro caso particular, la sala que nos interesa es la sala de Irradiación Gamma. Esta sala presta los servicios de calibración y verificación de los equipos de medida y detección de los rayos Gamma. Entre estos equipos se tienen a los dosímetros de cristal termoluminiscente, a los monitores de radiación con detectores gaseosos (entre estos podemos mencionar al detector Proporcional, al detector Geiger-Muller y la Cámara de Ionización), a los monitores con detectores semiconductores (entre los que podemos mencionar al detector de Barrera Superficial, al de Germanio Hiperpuro y al de Yoduro de Sodio) y los detectores de Centelleo [3]. El hecho fundamental por el que el ININ es el encargado de prestar estos servicios es porque el Centro Nacional de Metrología (CENAM), no cuenta con los patrones de referencia para la medida y detección de las radiaciones ionizantes. Además, el LSCD forma parte de la red de laboratorios secundarios de la IAEA y está acreditado como laboratorio de referencia en el campo de las radiaciones ionizantes ante la agencia internacional de pesas y medidas (Bureau International Des Poids et Mesures) cuya sede se encuentra en Francia.

El problema fundamental del ININ, es que sus instalaciones son únicas en México, y el caso del LSCD no es la excepción. A las salas dependientes del LSCD llegan todos los equipos de

medida y detección de las radiaciones ionizantes que se utilizan en México. Así, a la sala de irradiación Gamma del ININ, llegan a calibración y verificación todos los equipos de medida y detección de rayos Gamma que se utilizan en las distintas aplicaciones en el país. Más aún, por convenios firmados de nuestro país ante la AIEA, llegan a servicios equipos de otros países de la región e incluso de otros continentes. Esto en virtud de la especialización y costo de estas instalaciones, ya que solo hay cuatro de estas en América Latina y 75 a nivel mundial.

Con este panorama, es de suponerse que la oferta de la sala empieza a ser superada por la demanda de servicios. Por este motivo, es primordial el desarrollo de nuevas técnicas para optimizar los recursos con los que cuenta el LSCD y de esta manera reducir el tiempo de entrega de los equipos y simultáneamente garantizar la calidad de las mediciones que realicen los instrumentos calibrados. Actualmente, la sala de irradiación Gamma se encuentra subutilizada, ya que solo se calibran equipos en una parte muy acotada de la misma. Debido a esto, se pensó en la posibilidad de redimensionar la región útil de la sala y de esta manera calibrar un mayor número de equipos en un menor tiempo.

Para realizar una caracterización de los niveles de radiación dentro de la sala es necesario un levantamiento dosimétrico en todos los puntos de la misma. Esto implica una gran inversión de tiempo y recursos. Como se trata de una instalación de servicio, es prácticamente imposible detener sus actividades para realizar el levantamiento. Por este motivo, se pensó en el uso de las técnicas de la computación científica para simular este levantamiento dosimétrico y de esta manera predecir el comportamiento de la sala antes de que se lleven a cabo los experimentos reales. Precisamente, este es el tema en el cual versa el trabajo que se presenta a continuación.

Con todo lo mencionado con anterioridad, establecemos que el **objetivo general de este trabajo es:** proponer un modelo computacional que nos permita caracterizar el nivel de exposición a la radiación en una sala de irradiación Gamma. La instalación de estudio es la sala **Gamma del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.**

La hipótesis de este trabajo nos supone que existe la posibilidad de utilizar las técnicas computacionales para obtener un modelo computacional que nos permita simular las magnitudes dosimétricas dentro de la sala de irradiación Gamma del ININ y ayudándonos de este, optimizar los recursos con que cuenta la instalación y ampliar los servicios prestados con la misma calidad o superior.

## **II.- ANTECEDENTES**

Como se había mencionado, este trabajo trata de una simulación computacional de los niveles dosimétricos que existen dentro de la sala de irradiación Gamma del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) de México. Esto tiene el fin de poder predecir el comportamiento de estos niveles antes de hacer las mediciones correspondientes. Esto es de una gran ventaja, ya que nos permite conocer cuáles son los puntos adecuados para hacer la calibración de los instrumentos de medición y solo hacer levantamientos de niveles en los mismos. Esto obviamente, nos ahorra tiempo y recursos debido a que no tenemos que hacer un levantamiento dosimétrico en todos los puntos de la sala. Para poder ambientarnos en el tema, a continuación, se presentan los antecedentes que justifican porqué es de suma importancia el modelo computacional a proponer.

### **II.1.- Tipos de Salas de irradiación y sus aplicaciones.**

Una sala de irradiación es un espacio físico en el que se confinan niveles de dosis de radiación adecuados para poder calibrar y verificar equipos de medición o bien llevar a cabo experimentos en los que se pretende utilizar algún tipo de radiación en una aplicación específica. Las hay de distintos tipos y como la interacción de la radiación con la materia depende de la misma, las características de la sala dependen de la radiación a utilizar. Las salas de irradiación de mayor uso son las siguientes:

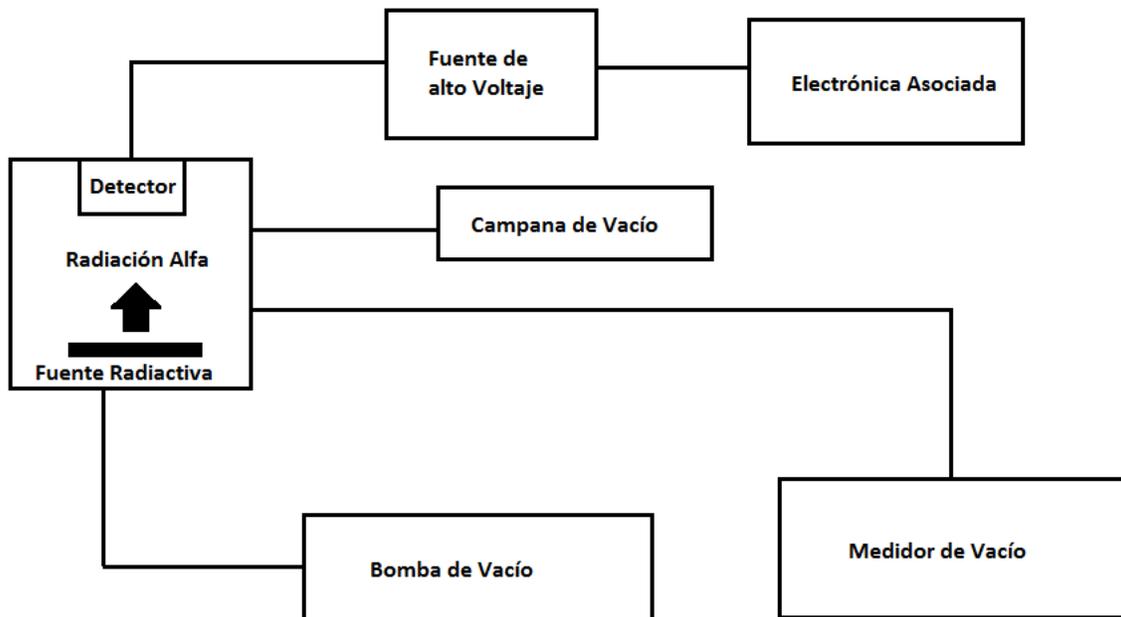
- a) Salas de irradiación Alfa.
- b) Salas de irradiación Beta.
- c) Salas de irradiación X.
- d) Salas de irradiación Gamma.
- e) Salas de irradiación de neutrones.

#### **Salas de irradiación Alfa.**

En las salas de irradiación Alfa la radiación a utilizar es la Alfa. Esta radiación proviene de la desintegración de núcleos radiactivos pesados tales como el U-235, U-238, Pu-239, Am-241 y todos los isótopos de los elementos transuránicos. Esta radiación es una partícula cargada que tiene número másico cuatro y número atómico dos, lo cual la hace idéntica a un núcleo de Helio. De esta manera, si un núcleo radiactivo al desintegrarse emite una partícula Alfa su número másico disminuye en dos unidades y su número atómico disminuye también en dos unidades. Un ejemplo de esto es el caso del Ra-226, emite una Alfa y su número másico y atómico disminuyen en dos unidades, convirtiéndose en Rn-222.

Por su característica de ser partículas cargadas de gran tamaño (masa igual a la de dos protones y dos neutrones, y carga igual a la de dos electrones positivos), interactúa con la materia a través de sus campos eléctricos, razón por la cual son detenidos por espesores de material muy pequeños. Un aspecto muy importante a considerar es que como el aire es un gas que en esencia es materia, es necesario hacer vacío para la detección y medición

de las mismas. Por esta razón, el blindaje no representa ningún problema al momento del diseño de la sala de calibración. Sin embargo, debido a que son detenidas por espesores de material muy pequeños, no es posible el uso de fuentes radiactivas selladas para su detección y medición y siempre son fuentes radiactivas abiertas que trabajan en la geometría  $4\pi$  [1]. Esta es una de las principales razones por las cuales debe utilizarse una sala especial para trabajo con las partículas Alfa, ya que si bien por su poder de penetración el problema de irradiación del personal disminuye, al tratarse de fuentes radiactivas abiertas, el riesgo de contaminación radiactiva se maximiza. La figura II.1 muestra un arreglo típico de detección y medida de las partículas Alfa.



II.1.- Arreglo básico para la detección de las partículas Alfa.

En este caso, la fuente radiactiva se confina dentro de una campana de vacío con el detector a una cierta distancia. La bomba de vacío y el medidor de vacío tienen la función de hacer y medir un vacío tal que nos asegure que las partículas Alfa no se atenúen en el aire. En las terminales del detector se aplica un alto voltaje que nos permita generar un campo eléctrico de muy alta intensidad en el mismo. Cuando las partículas Alfa interactúan con el detector se produce ionización, es decir, con la energía de la radiación se arrancan electrones de la banda de valencia de los átomos del material con el que interactúan. Al arrancarse estos electrones, se producen iones positivos y electrones libres. Con el alto voltaje se colectan estos electrones libres y se produce una corriente eléctrica que es proporcional a la energía de la radiación a medirse. Como puede apreciarse, el detector no es otra cosa que un transductor que convierte la energía de radiación en una señal eléctrica para poder ser procesada y cuantificada. Con la electrónica asociada lo que hacemos es procesar y cuantificar esta señal.

Los detectores utilizados en este caso pueden ser de varios tipos, entre los que destacan los de tipo gaseoso (cámara de ionización, detector proporcional y Geiger-Muller), los de tipo semiconductor como el detector de barrera superficial y los de centelleo [2], [3]. Para efectos de calibración de equipos, el detector más utilizado es la cámara de ionización de tipo pozo [2] que, por tener una pared de ventana de detector muy delgada, nos permite hacer mediciones de muy alta calidad. Más adelante se explicará el funcionamiento de este tipo de instrumentos con un poco más de detalle.

### **Salas de irradiación Beta.**

Estas salas se utilizan fundamentalmente para calibrar y verificar equipos que cuantifiquen radiación  $\beta$ , y realizar algunos experimentos que involucren a las mismas. Las radiaciones  $\beta$  son partículas cargadas con masa y carga igual a la de un electrón. Pueden ser positivas o negativas, por lo cual se denominan  $\beta^+$  y  $\beta^-$ . Estas partículas surgen del proceso de desintegración de materiales radiactivos de número atómico relativamente bajo. Al desintegrarse el material radiactivo puede presentarse cualquiera de los dos tipos de desintegraciones  $\beta$  mencionados. Cuando se presenta una desintegración  $\beta^-$ , uno de los neutrones dentro del núcleo radiactivo se divide y emite una partícula  $\beta$  negativa, quedando como residuo un protón adicional, propiciando que el número másico no se altere, pero incrementando en una unidad el número atómico, razón por la que se convierte en un nuevo isótopo, radiactivo o no. Adicional a esto, la suma de la masa de un protón más un electrón es inferior a la masa de un neutrón. Tomando en cuenta esto, y utilizando la ecuación de Einstein de la energía:

$$E = mc^2$$

Donde:

E= Energía [J].

m= Masa [Kg].

c= Velocidad de la Luz [ $\frac{m}{s}$ ].

Toda masa es energía y toda energía es masa. Aplicando este principio y la ley de la conservación de la energía, encontramos que hay una porción de masa que no se está expresando en esta desintegración. Para conservar el equilibrio energético, al producirse una desintegración  $\beta^-$ , el núcleo atómico también emite otra partícula: el antineutrino, estableciéndose de esta manera el equilibrio energético correspondiente.

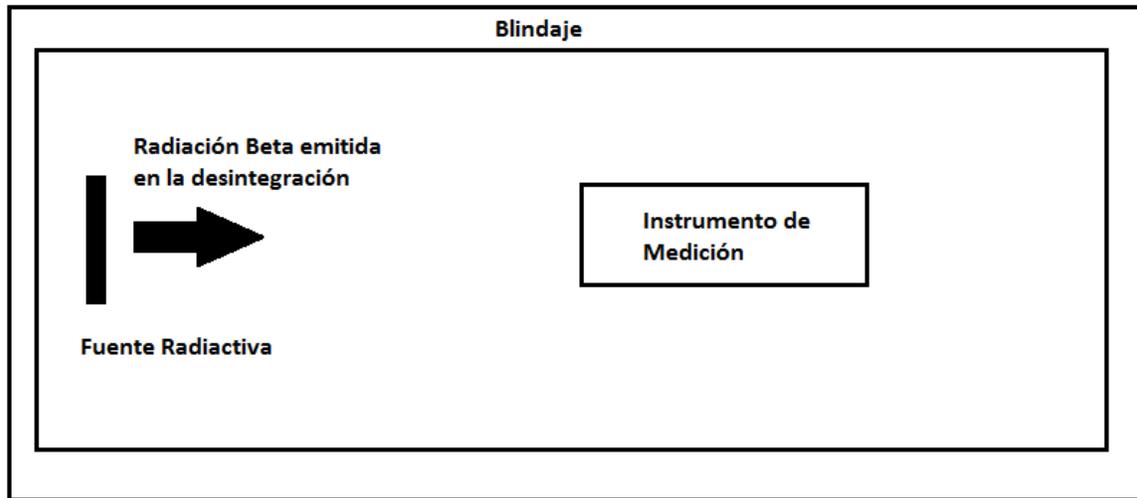
Cuando se produce una desintegración  $\beta^+$ , nuevamente un neutrón se divide y emite una partícula que tiene la masa y carga de un electrón, pero de carga positiva, es decir, un positrón. Con esto, quedaría una carga negativa dentro del núcleo atómico, pero esto es imposible. Entonces, lo que ocurre es que la carga negativa se fusiona con un protón y generan un neutrón nuevo, con lo que el número másico no se altera, pero el número atómico disminuye en una unidad.

Igual que en la desintegración  $\beta^-$ , hay un excedente de energía y este se traduce en la emisión nuevamente de otra partícula: el neutrino, manteniéndose así el principio de la conservación de la energía.

Debido a que se trata de partículas cargadas, las partículas  $\beta$  interactúan con la materia a través de sus campos eléctricos, razón por la que al igual que las partículas Alfa son detenidas por espesores de material muy delgados. Sin embargo, una característica muy importante de las partículas  $\beta$  es que al presentarse la desintegración; son emitidas por el núcleo atómico con una energía cinética muy alta, la cual alcanza velocidades del orden del 90% de la velocidad de la luz. Esta característica las hace muy delicadas en su manejo, ya que, si se intentan detener con espesores pequeños de materiales atómicamente muy densos, por ejemplo, el plomo, se produce radiación de frenado o Bremsstrahlung [4] lo cual se traduce en la producción de rayos X de muy alta energía.

Para la medición y cuantificación de las partículas Beta, el principio es el mismo que en el caso de las partículas  $\alpha$ . Al interactuar las partículas  $\beta$  con el volumen sensible del detector [2] se produce ionización en el mismo, la cual se traduce en la generación de iones positivos y electrones libres. Se aplica un alto voltaje entre las terminales del detector, lo cual produce un campo eléctrico lo suficientemente grande para coleccionar los electrones libres producidos en la ionización y que adquieran energía cinética. Con esto se produce una corriente eléctrica que puede ser medida por un Galvanómetro o un Electrómetro, la cual será proporcional a la energía de la radiación incidente.

En una sala de irradiación  $\beta$ , los instrumentos más utilizados para detectar y cuantificar esta radiación son la cámara de ionización, el detector proporcional, el Geiger-Muller [2] y el detector de barrera superficial [3]. Para la calibración de estos instrumentos en una sala de irradiación Beta, el más utilizado como instrumento patrón es la cámara de ionización. La fuente radiactiva puede ser encapsulada o abierta, pero con un espesor de encapsulamiento y densidad atómica del material muy baja, de tal manera que las pérdidas por atenuación en el mismo sean despreciables. Como la fuente radiactiva al emitir la beta también emite rayos Gamma, la geometría de la misma debe ser también  $4\pi\beta\gamma$  [1]. En todo caso, el principal problema en el diseño de una sala de irradiación Beta es el manejar adecuadamente los materiales seleccionados en el cálculo de los blindajes para aislar adecuadamente los niveles de radiación. En estos casos, se utiliza preferentemente un espesor de acrílico adecuado para detener las partículas Beta y adelante del mismo un espesor de plomo para detener los rayos X de radiación de frenado y los rayos Gamma producidos en la desintegración. La figura II.2 muestra un esquema de una sala de irradiación Beta.



II.2.- Esquema de una sala de irradiación Beta.

### Salas de irradiación X.

En este caso, la radiación a utilizar es la radiación X. Los rayos X son radiaciones electromagnéticas del mismo tipo que la luz visible, el infrarrojo, el ultravioleta o las ondas de radio [5]. La diferencia radica en la frecuencia que manejan, la longitud de onda y la energía contenida. La figura II.3 muestra un esquema del espectro electromagnético.

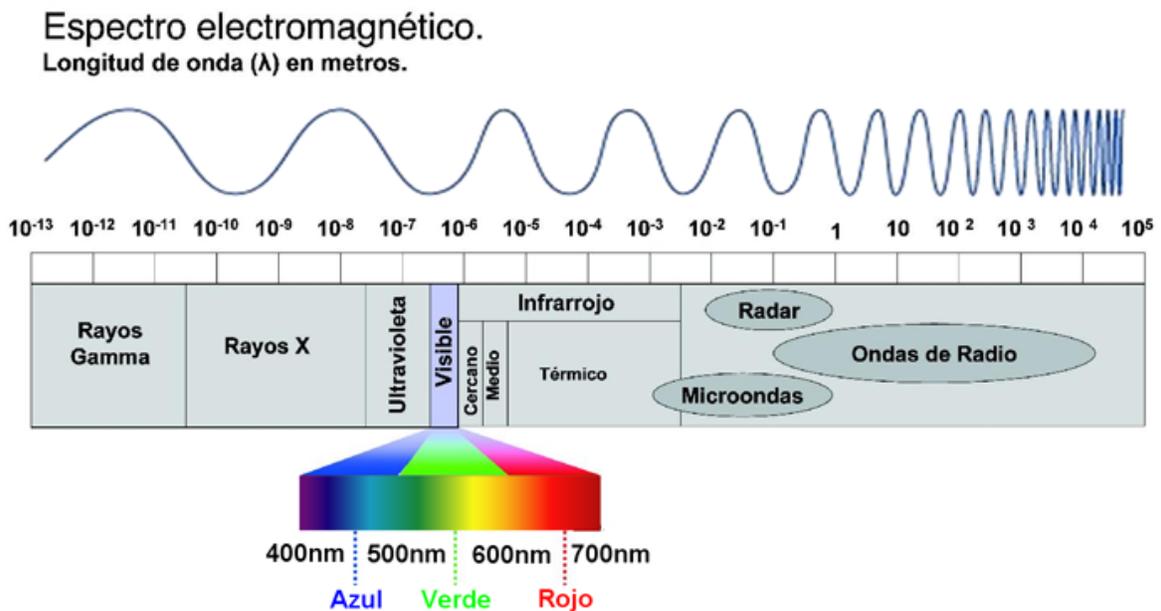


Fig. II.3.- Espectro electromagnético.

En este espectro puede observarse que los rayos X se ubican en las frecuencias más altas del espectro electromagnético, solo superadas por los rayos Gamma y los rayos cósmicos. Esta característica les permite ser radiaciones muy penetrantes y bastante energéticas. Como se trata de radiaciones electromagnéticas carecen de masa y de carga, pero tienen una gran cantidad de energía, lo cual produce ionización en el medio con el cual pudieran interactuar.

A diferencia de las partículas Alfa y las partículas Beta, los rayos X no tienen su origen en una desintegración radiactiva, es decir, su origen es atómico mas no nuclear. Para producir los rayos X nos basamos en el principio de producción radiación de frenado o Bremsstrahlung. En este caso, tenemos un tubo al alto vacío en el cual se calienta un filamento de tungsteno. Cuando este filamento se calienta, empieza a emitir electrones, fenómeno conocido como emisión termoiónica. Enfrente del filamento se coloca un blanco de tungsteno que nos va a servir como medio para detener los electrones que se están emitiendo del filamento que previamente se había calentado. Posteriormente, se aplica un alto voltaje entre el blanco de tungsteno y el filamento, lo cual producirá un campo eléctrico muy alto entre estas terminales. Este campo eléctrico producirá que los electrones emitidos por el filamento se aceleren y adquieran una gran energía cinética; de esta manera al chocar estos con el blanco de tungsteno, se producirá una radiación de frenado que es la que se traducirá en la producción de los rayos X. La intensidad de los rayos X dependerá del campo eléctrico producido para acelerar los electrones y consecuentemente del alto voltaje aplicado entre las terminales. La figura II.4 muestra un esquema de construcción de un tubo de rayos X.



## Tubo de Rayos X

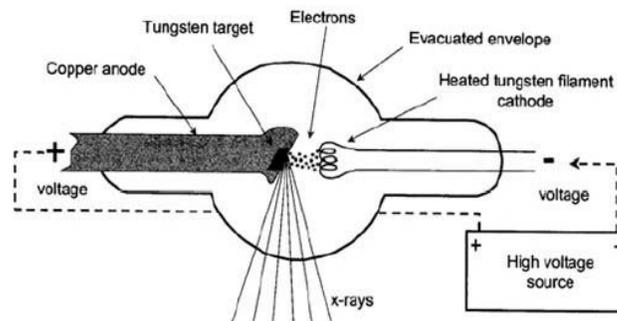


Fig. II.4.- Esquema de construcción de un tubo de rayos X.

Este tipo de radiación es muy utilizada en el campo de la medicina, ya sea para diagnóstico o para tratamiento. Su campo de acción es muy amplio y abarca desde una simple radiografía hasta una sofisticada aplicación en la radioterapia.

Como los rayos X no tienen carga ni masa, la forma de interacción con la materia es distinta a la que presentan las partículas Alfa o las partículas Beta. Los rayos X interactúan con la materia por medio de tres fenómenos: El efecto Compton, el efecto Fotoeléctrico y la creación de pares de iones [6].

**El efecto Compton:** Este fenómeno se presenta cuando la energía de los fotones de los rayos X es de una energía de 0.511 Mev. En este proceso, los rayos X interactúan únicamente con los electrones de los niveles de energía más alejados del núcleo. El fotón X golpea a un electrón orbital (tal como ocurre con una bola de billar) y le cede parte de su energía. Con esta energía es suficiente para arrancarlo del átomo y producir ionización. La otra parte de la energía del fotón X es emitida como radiación electromagnética, razón por la cual es conocida esta energía como un fotón Compton.

Si suponemos a  $E_i$  como la energía del fotón incidente,  $E_e$  como la energía cinética del electrón expulsado,  $\theta$  el ángulo del electrón expulsado,  $E_c$  la energía del fotón Compton o dispersado,  $\varphi$  el ángulo del fotón Compton, y aplicando el principio de la conservación de la energía considerando la interacción Compton como un choque de dos bolas de billar, obtenemos la ecuación siguiente:

$$E_c = \frac{E_i}{1 + E_i \left( \frac{1 - \cos\varphi}{m_0 c^2} \right)}$$

Donde:

$m_0$  = Masa del electrón en reposo.

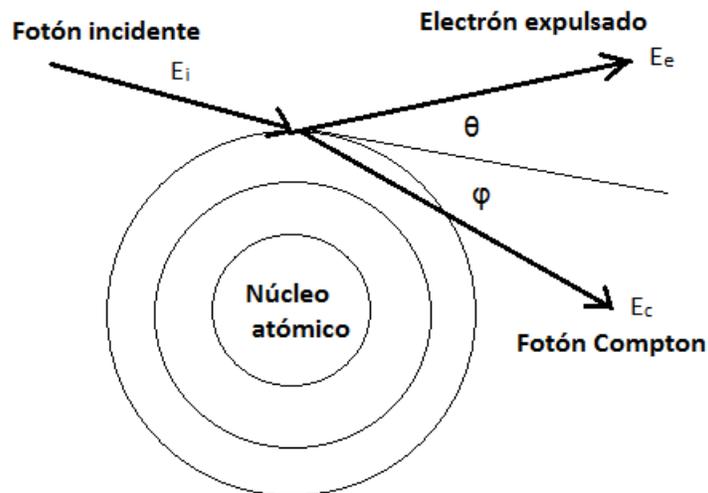
$c$  = Velocidad de la luz.

$m_0 c^2 = 0.511$  Mev.

Consecuentemente, la energía cinética del electrón expulsado está dada como:

$$E_e = E_i - E_c$$

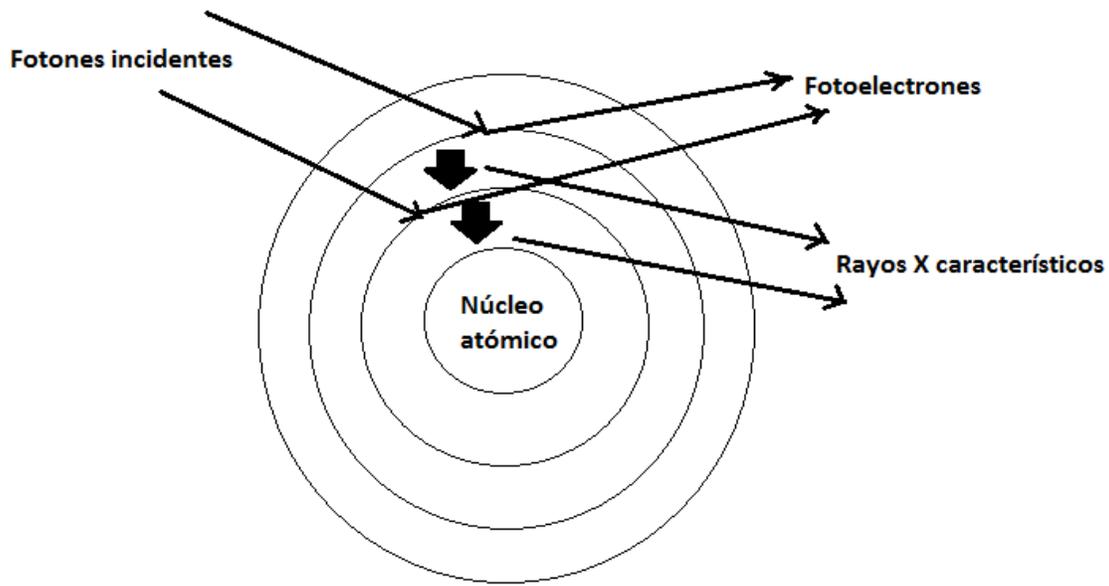
La figura II.5 ilustra este proceso.



**Fig. II.5.- Efecto Compton.**

**Efecto Fotoeléctrico.**- Este fenómeno se presenta cuando la energía del fotón incidente es mayor de los 0.511 Mev, pero menor de 1.022 Mev. En este caso, el fotón incidente no interactúa con los electrones de las últimas órbitas, sino con los electrones de niveles energéticos intermedios y bajos. El fotón incidente golpea a los electrones de estas capas del átomo, cediéndoles toda su energía y expulsándolos del mismo, produciéndose de esta manera ionización. Como los electrones al ser expulsados del átomo adquieren la energía del fotón incidente, también suele llamárseles "fotoelectrones".

Al ser expulsados los electrones de capas intermedias y bajas de energía, se producen "trampas" o espacios vacíos que posteriormente van a ser ocupados por electrones de capas energéticas superiores. Como estos electrones poseen energía superior a los de capas energéticas inferiores, al ocupar estos espacios liberan esta energía excedente en forma de rayos X, los cuales se conocen como rayos X característicos. Al proceso en el cual quedan espacios vacíos de capas energéticas inferiores se le conoce como "excitación", ya que al quedar los electrones de capas energéticas superiores se dice que el átomo se encuentra en un estado de exceso de energía o excitación. Los fenómenos de ionización y excitación son muy importantes ya que, debido a estos, es posible medir y cuantificar la energía de las radiaciones ionizantes. La figura II.6 ilustra el proceso del efecto fotoeléctrico.



**Fig. II.6.- Efecto Fotoeléctrico.**

**Creación de pares de iones.**- Este proceso se presenta cuando la energía del fotón incidente es mayor de 1.022 MeV, es decir, el equivalente de energía del doble de la masa de un electrón en reposo. Mientras más grande sea la energía del fotón incidente, la probabilidad de ocurrencia de la creación de pares de iones aumenta considerablemente.

En este caso, el fotón incidente interactúa en las cercanías del núcleo atómico. Cuando esto sucede, se comprueba la hipótesis de que la masa es energía y la energía es masa, ya que el fotón incidente se convierte en un electrón y en un positrón, los cuales salen disparados en direcciones opuestas. La suma de las energías cinéticas de las partículas generadas está dada como:

$$E_{e^-} + E_{e^+} = E_i - 1.022$$

Donde:

$E_{e^-}$  = Energía del electrón.

$E_{e^+}$  = Energía del positrón.

$E_i$  = Energía del fotón incidente.

La energía promedio está dada como:

$$E_{prom} = \frac{E_i - 1.022}{2}$$

Una característica muy importante del positrón es que adquiere mayor energía cinética que el electrón, debido a la fuerza de repulsión que sufre por el núcleo atómico. Ambas partículas al desplazarse por el medio con el que interactúan generan ionización, cediendo su energía hasta detenerse. El positrón, cerca del final de su trayectoria, se combina con un

electrón generando un positronio. El positronio, en un periodo de tiempo de aproximadamente  $10^{-10}$  segundos, sufre un proceso de aniquilación (proceso inverso de la creación de pares de iones) y se transforma en dos fotones de 0.511 MeV que salen en direcciones opuestas, cumpliéndose así con el principio de la conservación de la energía. Este proceso se ilustra en la figura II.7.

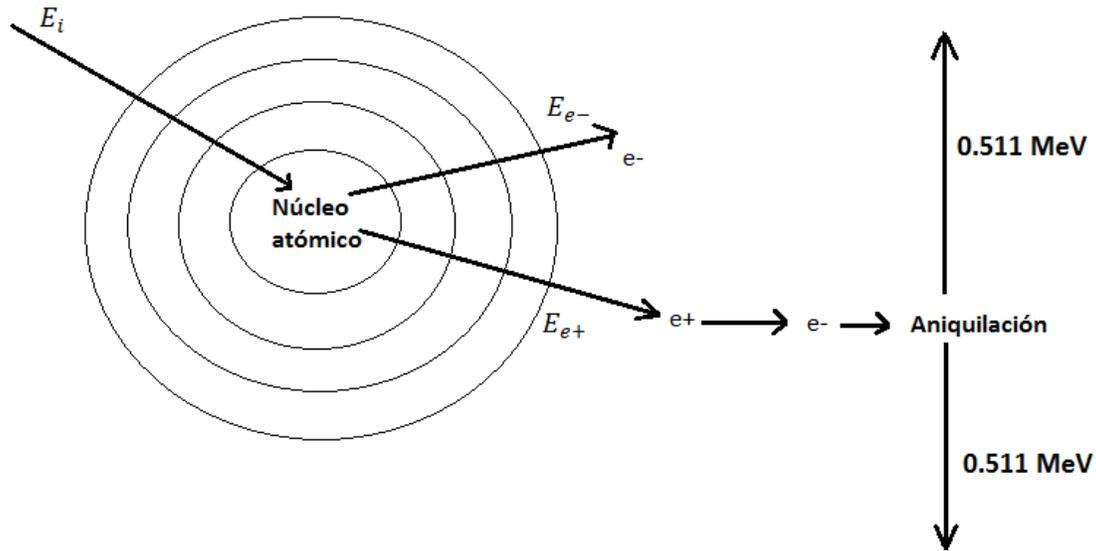


Fig. II.7.- Creación de pares de iones.

En las salas de irradiación X, se calibran y verifican los instrumentos de medición de rayos X, entre los que podemos mencionar a las cámaras de ionización, los monitores de radiación basados en detectores proporcionales, Geiger-Muller, de yoduro de sodio (NaI) y de Germanio hiperpuro [3] y [7], así como los dosímetros de cristal termoluminiscente [3] entre otros. Los rayos X tienen amplia aplicación en la industria, en la investigación científica y otras ramas del conocimiento, pero sin lugar a dudas su uso principal está enfocado a la medicina, en el diagnóstico y tratamiento de enfermedades a través de la radioterapia.

Los procesos tratados con anterioridad se presentan en las múltiples interacciones de los rayos X con los materiales de los distintos componentes que integran a la sala, por eso es muy importante considerarlos al momento del diseño de los blindajes que aislarán la radiación X del espacio exterior, esto con el fin de proteger al personal ocupacionalmente expuesto. En este caso se prefiere colocar una pequeña capa de acrílico delante de un espesor adecuado de plomo. El acrílico cumple con el propósito de detener los electrones y positrones que pudieran llegar hasta el blindaje de plomo, para evitar los efectos de la radiación de frenado y el espesor de plomo tiene el objetivo de atenuar los haces de rayos X presentes en la sala. La Figura II.8 muestra un esquema de la construcción de una sala de irradiación X.

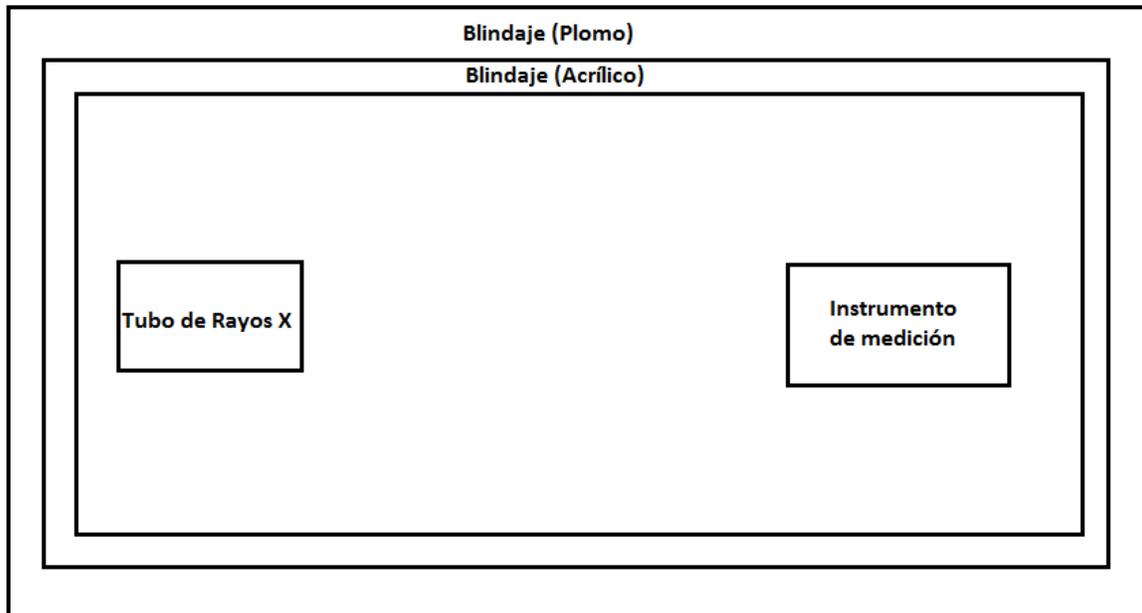


Fig. II.8.- Esquema de una sala de irradiación X.

### Salas de irradiación Gamma.

Para nuestro caso, es la sala a la cual pondremos más atención, ya que este tipo de sala es la modelaremos computacionalmente en este trabajo. En estas salas, los instrumentos que se verifican y calibran son los que miden la intensidad dosimétrica de la radiación Gamma. Los rayos Gamma son radiaciones electromagnéticas de la misma naturaleza que las ondas de radio, el infrarrojo, el ultravioleta y los rayos X. La diferencia radica en que son más energéticas que las anteriores y su frecuencia es mayor, lo que nos conduce a una longitud de onda más pequeña.

Los rayos Gamma son producidos cuando se presenta una desintegración radiactiva, es decir son de origen nuclear. Cuando el núcleo atómico al desintegrarse emite una partícula  $\alpha$  o una  $\beta$ , muchas veces queda en estado excitado, es decir, con un exceso de energía. Este exceso de energía se transforma en radiación electromagnética de alta energía, la cual es conocida como radiación Gamma. Algunos isótopos de emisores Gamma de mayor uso son el Co-60, el Cs-137 y el Ir-192.

Los rayos Gamma son una radiación ionizante al igual que los rayos X, por lo tanto, su forma de interactuar con la materia es similar a la de los rayos X. Los procesos de interacción de los rayos Gamma con la materia son, el efecto Compton, el efecto fotoeléctrico y la creación de pares de iones. Nuevamente, cuando interacciona la radiación Gamma con la materia se produce ionización, lo cual genera cargas eléctricas. Estas cargas eléctricas al igual que en todos los procesos anteriores, son las que nos permiten cuantificar la intensidad de la radiación Gamma presente dentro de la sala.

Algunos de los instrumentos que se verifican y calibran dentro de las salas de irradiación Gamma son los detectores de Germanio hiperpuro, los de Ioduro de Sodio, los monitores de radiación basados en detectores Geiger-Muller, proporcionales, cámaras de ionización y de centelleo. Otros de los instrumentos a los que se les da servicio en estas salas son a los dosímetros de cristal termoluminiscente.

Para el blindaje de la sala, es necesario colocar una pequeña capa de material acrílico para detener las partículas  $\beta$  adicionales que se presentan durante la desintegración Gamma. Adicionalmente a esto, es conveniente colocar grandes espesores de plomo y algunas veces de concreto y hormigón para poder atenuar el haz de rayos Gamma.

Un aspecto muy importante que se debe considerar en este tipo de salas es el del manejo de la fuente radiactiva que se va a utilizar. Como se trata de una fuente emisora Gamma, lo más probable es que estén presentes partículas  $\alpha$  o  $\beta$  adicionales, lo cual constituye un riesgo debido que al interactuar con los átomos del material en el que se están atenuando se pueden generar rayos X de muy alta energía por radiación de frenado o Bremsstrahlung. Por esta razón es necesario que la fuente radiactiva esté debidamente blindada dentro de un contenedor de plomo de un espesor adecuado para que el nivel de radiación que salga al exterior cuando no se encuentre funcionando la sala sea igual o menor al nivel de radiación del fondo natural [8], así como con un recubrimiento de acrílico en el interior de un espesor adecuado para detener las partículas cargadas producidas durante la desintegración radiactiva. Un esquema de este tipo de salas se muestra en la figura II.9.

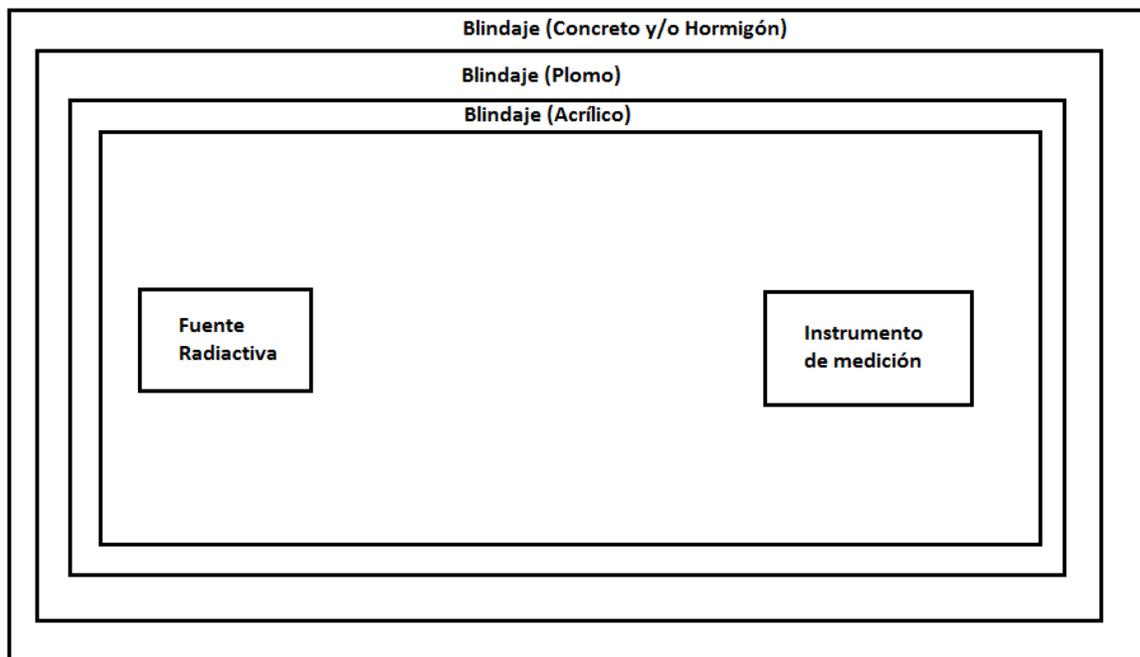


Fig.II.9.- Esquema de una sala de irradiación Gamma.

## Salas de neutrones.

Una sala de neutrones es un espacio físico donde se encuentran confinadas altas dosis de neutrones. Estas salas sirven para calibrar y verificar instrumentos de medición que se utilizan para cuantificar la intensidad energética de los neutrones. En ocasiones, son utilizadas para realizar experimentos aplicables a la agricultura, la industria y otras áreas en las que se utilicen neutrones.

Los neutrones son partículas neutras, es decir, que no tienen carga. Se encuentran presentes dentro del núcleo atómico y tienen una masa aproximadamente igual a la de un protón. Son más difíciles de detectar que las partículas  $\alpha$ ,  $\beta$  o los rayos X y Gamma, debido a que como carecen de carga, no producen ionización por sí mismos. En este caso, la ionización se produce por un efecto indirecto, principalmente por la colisión de los mismos con otras partículas cargadas, las cuales, a su vez, son las que van a producir el fenómeno de la ionización. Estas partículas se encuentran presentes fuera del núcleo atómico cuando se presentan las reacciones nucleares de fisión dentro de los grandes reactores nucleares. Estos reactores pueden ser de cría, de investigación o bien los reactores industriales de las centrales productoras de energía eléctrica [9]. Cuando un núcleo atómico pesado se divide, es gracias a que una fuente de neutrones lentos [10] emitió esta partícula y se impactó con el núcleo atómico. Al chocar el neutrón con el núcleo atómico, este se divide en dos y se producen dos nuevos elementos, la mayoría de las veces radiactivos (productos de fisión) y se liberan nuevos neutrones que a su vez realizarán lo propio con otros núcleos atómicos, generándose lo que se conoce como la reacción de fisión en cadena [9] y [10]. Este proceso se ilustra en la figura II.10.

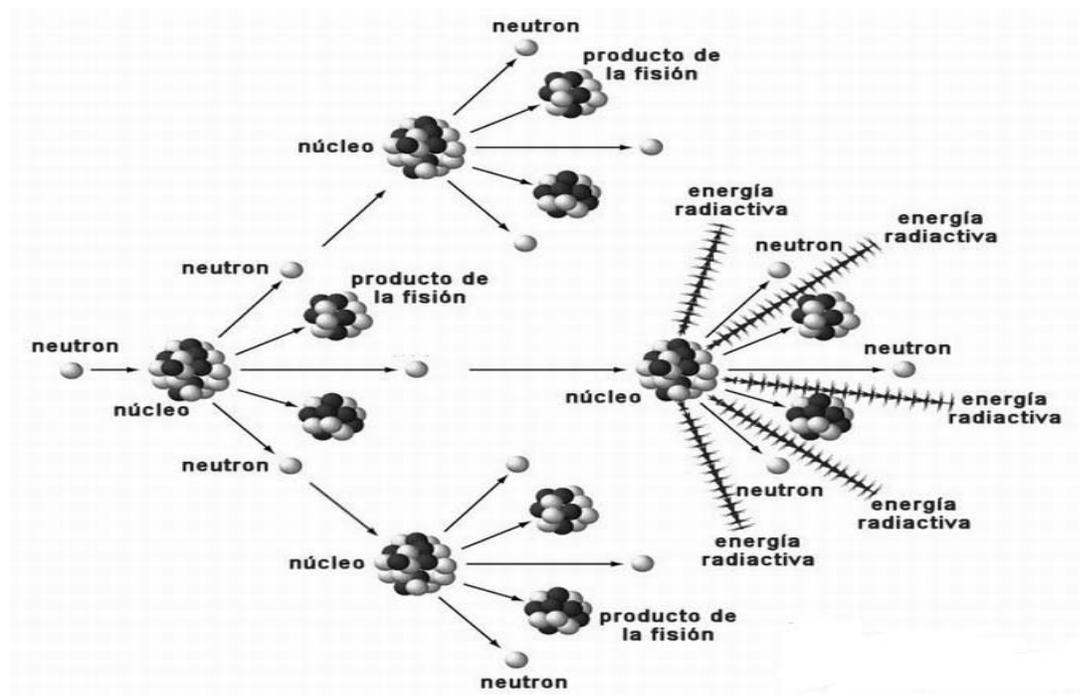


Fig. II.10.- Reacción en cadena dentro de un reactor nuclear.

Estos neutrones liberados tienen una energía cinética muy alta. La energía cinética que tienen, los clasifica como neutrones lentos, neutrones térmicos, epitérmicos y neutrones rápidos [10]. Esta energía que poseen es muy importante, ya que esta es su base de aplicación. Dependiendo la energía que posean, pueden ser utilizados en los grandes reactores en análisis por activación neutrónica, en neutrografías industriales, en la producción de radioisótopos industriales, en la producción de radiofármacos y demás aplicaciones [9] y [10].

En una sala de neutrones para calibración y verificación de equipos de medición es imposible tener neutrones de altas energías, por tal razón los equipos se calibran con fuentes que emiten flujos de neutrones lentos. La manera de obtener estos neutrones lentos es por medio de una colisión de una partícula  $\alpha$  emitida por un material radiactivo con un núcleo atómico, al cual le es más fácil deshacerse de las partículas que hay dentro del mismo. La reacción por lo regular se hace con una fuente radiactiva de Pu-239, la cual emite la partícula  $\alpha$ . Cuando esta partícula  $\alpha$  interacciona con un núcleo de Be-9 produce el fenómeno de activación neutrónica [11] y genera un nuevo elemento, pero emite un neutrón lento. Esta reacción está dada por la ecuación siguiente:



En este caso, el Be-9 con la interacción de la partícula  $\alpha$  representada como  ${}^4\text{He}$ , nos produce una fuente de C-12 y emite un neutrón lento. Con estas fuentes de neutrones es posible calibrar los equipos con los que se realiza la medida y detección de los flujos de neutrones. Entre los equipos que se calibran y verifican dentro de estas salas tenemos a las cámaras de ionización, los contadores proporcionales y los detectores de centelleo. Todos estos equipos están debidamente diseñados con la electrónica asociada adecuada para detectar neutrones.

Por otro lado, debido a que carecen de carga, los neutrones pierden su energía al interaccionar con la materia a través de choques inelásticos con los átomos del material con el que interactúan. Por esta razón, los blindajes utilizados para detener a los neutrones incluyen grandes capas de plomo, hormigón, concreto y aún espesores de agua para reducir al máximo los espacios vacíos existentes entre átomos del material blindante. El agua utilizada es por lo regular agua desmineralizada, aunque en un momento dado, es factible el uso de agua pesada [11]. Un esquema de una sala de neutrones se muestra en la fig. II.11.

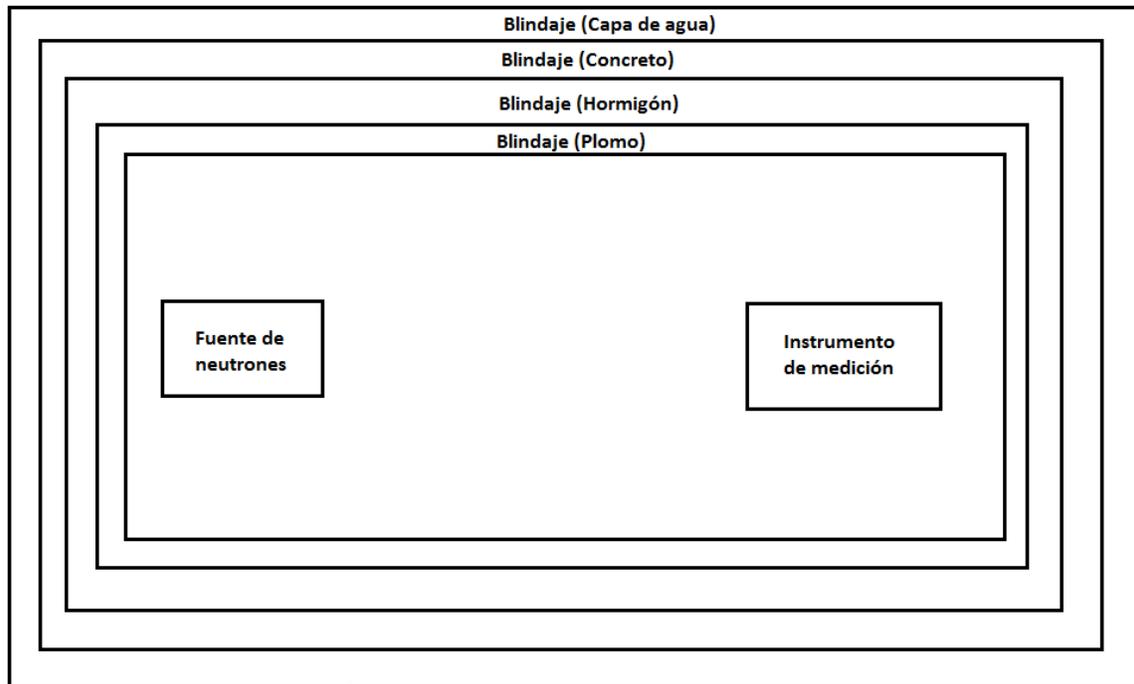


Fig.II.11.- Esquema de una sala de neutrones.

Con estas instalaciones, es factible la calibración y/o verificación de los equipos de medida y detección de la radiación nuclear. En nuestro país, el Centro de Metrología de Radiaciones Ionizantes (CMRI) del ININ, cuenta una sala de cada tipo para llevar a cabo esta labor. En nuestro caso, solamente nos limitaremos a la simulación computacional de la sala de irradiación Gamma.

### **III.- Propuesta de un modelo computacional para simulación dosimétrica en una sala de irradiación Gamma.**

En este capítulo presentamos el desarrollo del modelo computacional utilizado para la simulación de las variables dosimétricas presentes en la sala de irradiación Gamma del ININ. Primeramente, haremos una descripción de lo que es la sala de irradiación Gamma, su funcionamiento, instalaciones y procedimientos que realiza para llevar a cabo sus labores sustantivas. Después, presentaremos la simulación dosimétrica de la sala. Como se trata de una aplicación que no cuenta con antecedentes de desarrollo de simulaciones computacionales para llevarla a cabo, comenzaremos con la caracterización de la sala. Esta caracterización la llevaremos a cabo, realizando una simulación computacional en la plataforma computacional GEANT4-ROOT [23], [24], [25], desarrollada por el centro europeo de investigaciones nucleares. Esta simulación la llevaremos a cabo, respetando al máximo las condiciones reales de la sala de irradiación Gamma del ININ, para de esta manera obtener los parámetros generales de comportamiento de la misma y poder construir el modelo final.

#### **III.1- El Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica del ININ.**

El Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica forma parte del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares de México [12]. El Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), es un organismo público descentralizado del gobierno federal que depende de la secretaria de energía. Cuenta con instalaciones únicas en el país, tales como una planta de producción de radioisótopos, una planta piloto de fabricación de combustibles nucleares, un reactor de investigación TRIGA MARK III, un acelerador de electrones tipo Tándem Van de Graaff y un centro de metrología de radiaciones ionizantes entre otros.

En el centro de metrología de radiaciones ionizantes (CMRI) es donde se generan los patrones de referencia nacionales en el campo de las radiaciones ionizantes, ya que el centro nacional de metrología (CENAM) no trabaja este tipo de variables. Es también el sitio en el cual se da servicio de calibración y verificación de los equipos de medida de radiación ionizante tales como monitores de radiación, activímetros, dosímetros y demás instrumentos utilizados a nivel nacional. Estos equipos son utilizados en la industria, en la medicina, la investigación científica y demás aplicaciones de las ciencias nucleares en nuestro país. Para llevar a cabo sus labores sustantivas, el CMRI cuenta con tres laboratorios:

- a) El Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica (LSCD).
- b) El laboratorio de Patrones Radiactivos.
- c) El Laboratorio de Dosimetría Personal.

El laboratorio de Patrones Radiactivos es donde se generan los patrones de referencia nacionales en lo que a radiaciones ionizantes respecta, el de dosimetría personal

proporciona el servicio de dosimetría del personal del ININ y demás instituciones nacionales que requieran sus servicios, y finalmente el Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica es el encargado de la verificación y calibración de los equipos de medida de radiación ionizante utilizados a nivel nacional.

El LSCD cuenta para llevar a cabo sus funciones con las siguientes instalaciones:

- a) Sala Beta.
- b) Sala Alfa.
- c) Sala de Rayos X.
- d) Sala de Neutrones.
- e) Sala Gamma.

Cada sala cuenta con las características, equipos e insumos necesarios para llevar a cabo sus funciones. El tipo de sala que se utilice depende de las características del tipo de radiación que se esté usando y del equipo que se piense calibrar y/o verificar. Esto se debe a que las características de los equipos son propias del tipo de radiación a cuantificar. De esta manera, un equipo para medir partículas Alfa no tiene las mismas características de un equipo para medir partículas Beta, Rayos X, Rayos Gamma o neutrones. El LSCD forma parte de la red de laboratorios secundarios de la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA) y complementa las funciones del CENAM en esta área, razón por la cual es la instancia acreditada ante el BIMP (Bureau International Des Poids et Mesures) para representar a México en el campo de las radiaciones ionizantes. El LSCD es el encargado de mantener la trazabilidad de las medidas de los patrones de referencia de laboratorios primarios acreditados ante la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA), para garantizar la calidad de las mediciones que se realizan en sus instalaciones.

### **III.1.1.- La sala de irradiación Gamma del ININ.**

La sala de irradiación Gamma o sala Gamma [12], es la encargada de calibrar y verificar todos los equipos que se utilizan en el campo de las ciencias nucleares en el país, que utilizan radiación Gamma. Es la única instalación del país que puede desempeñar esta labor. Para llevar a cabo estas tareas la sala Gamma cuenta con los recursos que se muestran en la tabla 1.

Instrumento o Equipo	Patrón	Calibrado en	Símbolo de la Magnitud a Calibrar	Fuente de radiación	Aplicación
Cámara de Ionización PTW-30013	Referencia	NRC Canadá	Ka Dw	Co-60	Radioterapia, Protección Radiológica
Cámara de Ionización PTW-23334	Referencia	NRC Canadá	Dw	Co-60	Radioterapia
Cámara de Ionización NE-2611	Referencia	NIST USA	Ka Dw	Co-60	Radioterapia, Protección Radiológica
Cámara de Ionización NE	Referencia	NPL Inglaterra	Ka	Co-60 Cs-137	Protección Radiológica
Cámara de Ionización PTW-10002	Trabajo	LCIE Francia	Ka	Co-60	Radioterapia, Protección Radiológica, Aplicaciones Industriales
Cámara de Ionización PTW 30001	Trabajo	OIEA	Ka Dw	Co-60	Radioterapia
Cámara de Ionización Tipo Pozo	Referencia	LSCD, Universidad de Wisconsin USA	S <sub>k</sub>	Cs-137 Ir-192	Braquiterapia, Aplicaciones Industriales, Investigación científica
Cámara de Ionización PTW-T34035	Referencia	PTB Alemania	H*(10), Hp(10)	Cs-137	Protección Radiológica
Fuentes radiactivas	Referencia	PTB Alemania	Dw Da	Sr-90 Y-90 Tl-204	Protección Radiológica

Tabla 1.- Recursos con los que cuenta la sala Gamma del ININ (Ka=Tasa de Kerma, Dw= Dosis absorbida en agua, S<sub>k</sub>= Intensidad de Kerma, H= Dosis equivalente y Da= Dosis Absorbida, NRC Canadá= Consejo de Investigación Científica de Canadá, NIST USA= Instituto Nacional de Estándares y Tecnología de USA, NPL Inglaterra= Laboratorio Nacional de Física de Inglaterra, LCIE Francia= Laboratorio de Certificación de Estándares Industriales de Francia, PTB Alemania= Instituto Nacional de Metrología de Alemania).

Además de esto, cuenta con dos 2 irradiadores, uno multifuente de tipo revolver con 4 fuentes radiactivas de Co-60 y Cs-137, y un irradiador con fuente de Cs-137. Se tiene instalado un sistema automatizado para el posicionamiento y traslado de equipos medidores de radiación ionizante, con lo cual se realizan las calibraciones y verificaciones correspondientes. La figura III.1 muestra una imagen de las instalaciones de la sala Gamma del ININ.



(a)



(b)

**Fig. III.1.- a) Fuente radiactiva; b) Carro automatizado para calibración y verificación de equipos.**

En este caso, la figura III.1 a) nos muestra los irradiadores de las fuentes radiactivas, son los instrumentos que sirven para poder utilizar y dirigir el haz de radiación Gamma para su aprovechamiento. Se observa que la fuente radiactiva se encuentra dentro de un contenedor de plomo, el cual tiene una cubierta interior de acrílico. El plomo sirve como blindaje a los rayos Gamma producidos por la fuente de Cs-137 y los posibles rayos X característicos que pudieran generarse por radiación de frenado. El acrílico sirve como blindaje para las radiaciones de partículas cargadas emitidas por la fuente radiactiva. En el centro del contenedor se puede observar una mirilla que es un colimador que nos asegura que el haz de radiación se dirige hacia la región utilizable de la sala y garantiza protección radiológica de la fuente en todos los demás puntos. Un aspecto muy importante, es que la

sala cuenta con dos irradiadores, uno que es multifuente, lo que indica que está dotado de un sistema automático para cambiar de fuente radiactiva según sean las necesidades, una es de Cs-137 y la otra de Co-60. En el caso del sistema unifuente solamente utiliza una fuente radiactiva que es de Cs-137 y es precisamente la que nosotros utilizaremos en este trabajo para simular computacionalmente el comportamiento de la sala.

En la figura III.1 b) se muestra un carro automatizado, el cual es donde se colocan los instrumentos a calibrar o verificar. En este caso, la fuente radiactiva produce niveles de intensidad de radiación adecuados para poder llevar a cabo esta tarea. Como se trata de un carro automatizado, los equipos de medición se pueden calibrar o verificar con una precisión excelente, lo cual nos garantiza una alta calidad en las mediciones que realizarán los equipos después de ser calibrados y verificados.

### **III.1.2.- Calibración e instrumentos a calibrar en la sala de irradiación Gamma del ININ.**

La calibración es el proceso en el cual se comparan las medidas obtenidas de un instrumento de medición contra un patrón de referencia. Este proceso sirve para garantizar la calidad de las mediciones registradas por un instrumento de medición. La verificación es un proceso que nos sirve para comprobar algún fenómeno; en el caso de la sala de irradiación Gamma del ININ, sirve para corroborar que los equipos a los que se les va a dar servicio, están trabajando de una manera adecuada.

En la sala de irradiación Gamma del ININ los instrumentos que se calibran y/o verifican con mayor frecuencia son los detectores de radiación, los monitores de radiación y los dosímetros de cristal termoluminiscente y de lectura directa. Los detectores de radiación son los instrumentos que nos sirven para convertir la radiación nuclear en una señal eléctrica. Los monitores de radiación son instrumentos de medición que están basados en el uso de algún detector de radiación con la electrónica asociada adecuada para poder cuantificar la magnitud de radiación que están midiendo y los dosímetros son los instrumentos de protección al personal, que nos permiten conocer la cantidad de dosis de energía de radiación que recibe la población expuesta a las radiaciones ionizantes.

Los detectores de radiación son instrumentos que bajo la acción de la misma producen el fenómeno de ionización. Cuando la radiación interacciona con el detector, la energía de la radiación es tal que los electrones de la última capa o capa de valencia son arrancados de los átomos y se producen iones positivos y electrones libres. Estos electrones libres son colectados por un campo eléctrico muy alto que es producido por un alto voltaje que se aplica entre las terminales del detector. Cuando estos electrones libres son colectados mediante el alto voltaje aplicado entre las terminales del detector, se coloca en serie con el detector y la fuente de alto voltaje un Galvanómetro, el cual nos mide la corriente producida por la ionización dentro del detector. La magnitud de esta corriente es proporcional a la energía de la radiación incidente en el detector. También puede utilizarse un Electrómetro para registrar directamente la carga eléctrica producida durante la

ionización. Este proceso se conoce como el principio básico de detección de las radiaciones ionizantes. Este proceso se ilustra en la figura III.2.

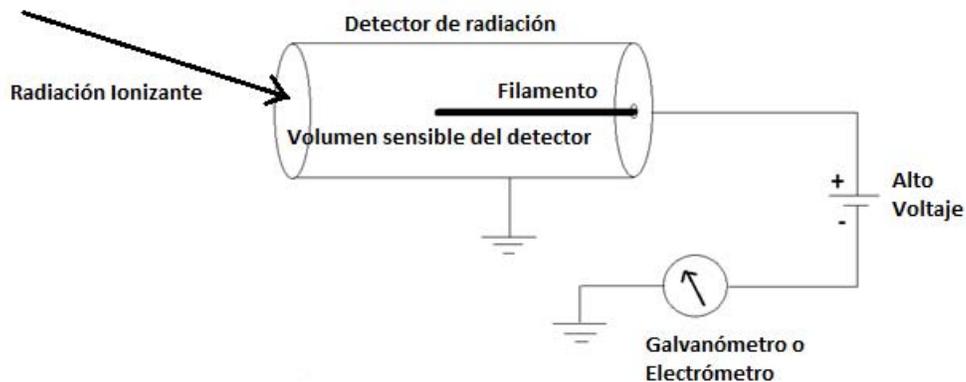


Fig. III.2.- Principio Básico de Detección de la Radiación Ionizante

En este caso, las radiaciones ionizantes pueden ser partículas cargadas, radiaciones electromagnéticas como los rayos X, Gamma y las radiaciones cósmicas, así como partículas sin carga como los neutrones. Cuando la radiación incide en el detector, interactúa con un volumen de materia, el cual es conocido como el volumen sensible del detector. Dependiendo del tipo de material del que está constituido el volumen sensible del detector es como se clasifican. Si el volumen sensible es un gas, el detector se conoce como un detector gaseoso. El gas utilizado en estos detectores puede ser un gas inerte a baja presión (del orden de 0.1 atmósferas) tales como el Argón o el Xenón, o bien el aire. El filamento es un hilo delgado, generalmente de Tungsteno, que nos permite coleccionar los iones producidos durante la ionización. Entre los detectores gaseosos tenemos a la Cámara de Ionización, el Detector Proporcional y el Geiger-Muller [2]. Si el volumen sensible del detector es un material centelleante (el sulfuro de Zinc, por ejemplo), se le conoce como detector de centelleo [3]. Si el volumen sensible del detector es un material semiconductor tal como el Germanio, el Silicio y el Yoduro de Sodio, entre otros, se le conoce como detectores semiconductores. Entre los principales detectores semiconductores tenemos a los detectores de Barrera Superficial (utilizados principalmente para la detección de partículas Alfa y Beta), los de Germanio Hiperpuro, de Yoduro de Sodio y de Diodo PIN (utilizados para la detección de rayos X, rayos Gamma y rayos Cósmicos).

De acuerdo con lo descrito anteriormente, la sala de irradiación Gamma del ININ proporciona los servicios de calibración a los detectores de Germanio Hiperpuro, de Yoduro de Sodio, de Centelleo, los detectores Proporcionales, Geiger-Muller y la Cámara de Ionización. El detector de Germanio Hiperpuro, de Yoduro de Sodio y de Centelleo son de amplio uso en la industria y la investigación científica. Los Proporcionales y Geiger-Muller son de amplio uso industrial. Con mucho, el Geiger-Muller es el detector de mayor uso en la industria debido a su bajo costo y facilidad de maniobra en campo [13]. La Cámara de

ionización es el detector más utilizado en el campo de la medicina nuclear, la radioterapia, el radiodiagnóstico, la braquiterapia y demás aplicaciones de las radiaciones ionizantes en las ciencias médicas [14], [15] y [16].

En el caso de los monitores de radiación, se tiene que calibrar y verificar el equipo completo [17]. Este equipo viene integrado en un conjunto el detector, la fuente de alto voltaje y la electrónica asociada para cuantificar las variables a medir. Un esquema de un monitor de radiación se muestra en la figura III.3.

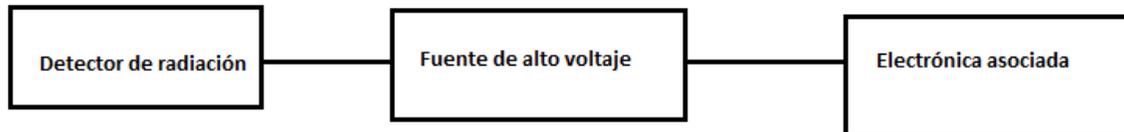


Fig. III.3.- Esquema de un monitor de radiación nuclear.

Nuevamente, el detector y la fuente de alto voltaje convierten la radiación nuclear o ionizante en una señal eléctrica, la cual pasa a un circuito electrónico para ser procesada y cuantificada. El tipo de circuito electrónico dependerá del tipo de radiación que mide el monitor de radiación y del detector que se esté utilizando [2] y [3]. Los circuitos electrónicos utilizados van desde los analógicos tales como el integrador o derivador, hasta los sofisticados circuitos de conteo con compuerta lógicas, microprocesadores, microcontroladores y las tarjetas de adquisición de datos para poder hacer interface con las computadoras. Los monitores a los cuales se les da servicio en la sala de irradiación Gamma del ININ son los que están basados en el uso de detectores Geiger-Muller, Proporcionales, Cámaras de ionización y Centelleo. En algunas ocasiones muy contadas llegan a calibrarse y verificarse equipos que utilizan detectores de Germanio Hiperpuro y de Yoduro de Sodio, pero esto es muy raro, debido a que es una tecnología que empieza a abrirse puertas en el mercado.

Los dosímetros de cristal termoluminiscente son equipos que pueden medir la cantidad de energía de radiación por unidad de masa, depositada en un individuo. El funcionamiento de estos instrumentos de medición está basado, como su nombre lo indica en el principio de la termoluminiscencia. Cuando la radiación interacciona con el material del que está construido el dosímetro, los electrones orbitales se colocan en “trampas” o lugares vacíos. Estas “trampas” o lugares vacíos son los espacios que se encuentran entre órbitas dentro del átomo. Cuando este cristal se calienta, los electrones regresan a su posición original liberando esta energía en forma de destellos. Estos destellos se cuentan y son proporcionales a las dosis de radiación recibidas por el individuo. Los materiales más utilizados para producir termoluminiscencia son el Sulfato de Calcio y el Diamante. Este proceso se muestra en la figura III.4.

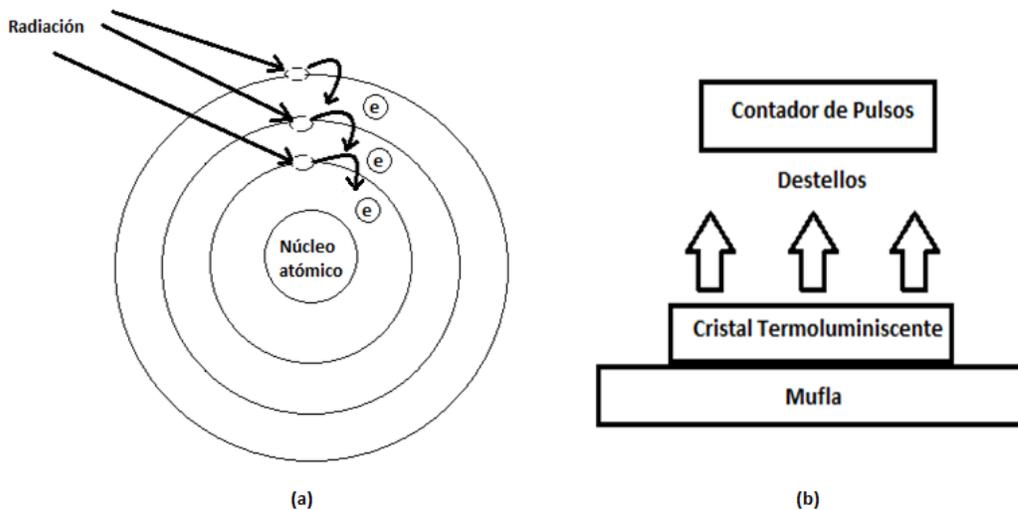


Fig. III.4.- a) Cristal Termoluminiscente bajo la acción de la radiación. b) Sistema lector de un Dosímetro de Cristal Termoluminiscente.

Los dosímetros de lectura directa son instrumentos que funcionan de la misma manera que un electrómetro. Cuando la radiación incide en estos, se produce ionización, lo cual genera cargas eléctricas. Las cargas eléctricas se concentran en dos placas paralelas, las cuales al atraerse o repelerse nos permiten medir la intensidad de radiación incidente en el medio.

En la sala de Irradiación Gamma del ININ se calibran y verifican todos los dosímetros de cristal termoluminiscente que se utilizan para protección de personal en las distintas aplicaciones que de los rayos Gamma se tienen en México. También se calibran los dosímetros de lectura directa y además se está en capacidad de calibrar y verificar electrómetros y electroscopios. La figura III.5 presenta algunos de los equipos que se calibran y verifican en la sala de irradiación Gamma del ININ.

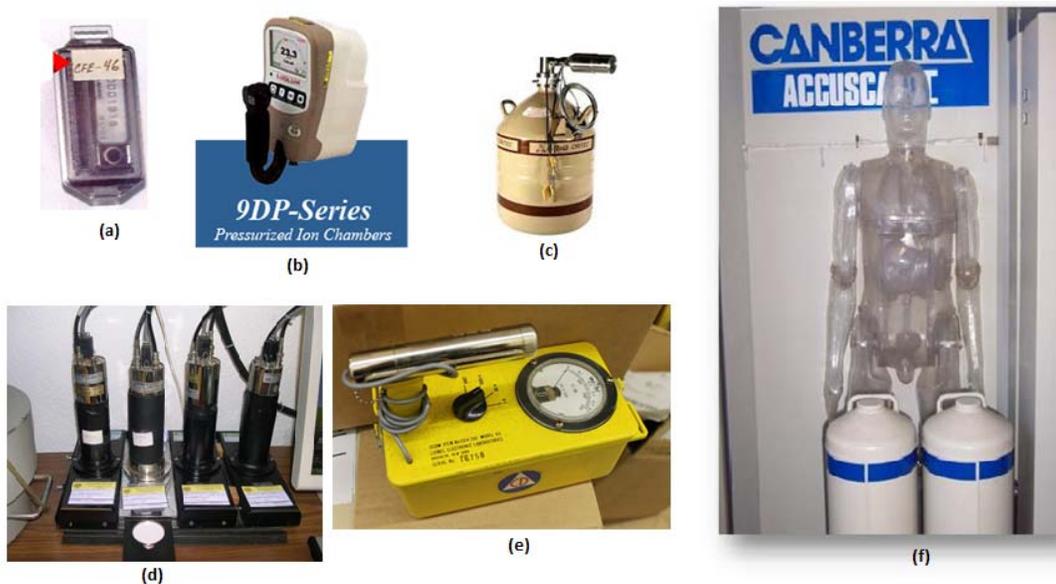


Fig. III.5.- Algunos equipos que se calibran y verifican en la sala de irradiación Gamma del ININ. a) Dosímetros de Cristal Termoluminiscente; b) Cámaras de Ionización; c) Detectores de Yoduro de Sodio y Germanio Hiperpuro; d) Detectores de Centelleo; e) Monitores de radiación; f) Monitores de radiación de cuerpo entero.

### III.1.3.- Métodos utilizados para la calibración y verificación de instrumentos de medición de la radiación Gamma.

Para la calibración y verificación de los equipos se llevan a cabo distintos procedimientos. En el caso de la verificación solamente se revisa que los equipos cumplan con ciertas características, las cuales nos aseguran que el equipo se encuentra funcionando adecuadamente. Estos procedimientos deben de estar de acuerdo a lo estipulado en las normas nacionales e internacionales y debidamente verificados por el departamento de garantía de calidad del ININ [18]. En el caso de la calibración, el protocolo es diferente, ya que aquí es necesario comparar las mediciones que realizan los equipos contra un patrón de referencia, tratando que la diferencia entre lo medido y el patrón de referencia sea prácticamente nula. Nuevamente estos procedimientos deben ser avalados por el departamento de garantía de calidad del ININ.

La calibración de los electrómetros y electroscopios no representa ningún problema, debido a que se cuenta con equipos que nos comparan una carga electrostática contra la medición que nos presentan los equipos a calibrar. En este caso, los equipos a calibrar se ajustan a la medida del patrón de referencia del equipo con que se calibran. Un ejemplo de esto es caso del dosímetro de lectura directa, el cual se coloca en el instrumento calibrador y se ajusta la medida a la del patrón de referencia, que obviamente debe estar debidamente referido a un patrón de referencia primario [18]. Este ejemplo se muestra en la figura III.6.



Fig. III.6.- Dosímetro de lectura directa y su respectivo Calibrador.

Cuando estamos hablando de detectores de radiación, monitores y dosímetros de cristal termoluminiscente, el problema se complica. Esto debido a que dependiendo la aplicación, estos equipos varían de escala y sería necesario contar un patrón de referencia adecuado para cada instrumento. Esto definitivamente es imposible, porque como se mencionó con anterioridad, los rayos Gamma son producto de la desintegración de materiales radiactivos, lo cual nos conduce a que deberíamos tener tantas fuentes radiactivas como posibilidades de equipos a calibrar. Debido a esto, lo que se acostumbra hacer es generar un espacio en el cual se tengan una cantidad infinita de niveles de intensidad de radiación, los cuales son generados por una fuente radiactiva única de una actividad muy grande. Con estos niveles de radiación es precisamente con los que se calibran los equipos de medida de radiación Gamma.

Para llevar a cabo la calibración de un equipo, se tiene que ajustar la medición al 70% de lo que marca la carátula del instrumento de medición. Esto implica que necesitamos hacer lo que se conoce como levantamientos dosimétricos para poder ubicar cual es el nivel de radiación Gamma que hay en cada uno de los puntos de la sala Gamma del ININ, para saber el lugar en el que se encuentra el punto adecuado para calibrar el equipo. Sabiendo en qué punto de sala se encuentra el nivel dosimétrico adecuado, se coloca el instrumento a calibrar en ese sitio y se irradia por un espacio de tiempo que depende de las características de cada equipo particular. Asegurándonos que el equipo está midiendo el 70% del máximo posible en su carátula y que realmente ese nivel se encuentra en ese punto de la sala donde se colocó, se procede de acuerdo a los procedimientos establecidos en el proceso de calibración de equipos de radiación ionizante del ININ y se declara calibrado el equipo. Finalmente se extiende un certificado de calibración que contiene las características del equipo, el isótopo y el haz de radiación con el cual fue calibrado y la fecha de duración de la calibración en condiciones normales de funcionamiento, entre otros datos.

#### **III.1.4.- Levantamiento de niveles dosimétricos.**

Un levantamiento dosimétrico es el proceso en el cual se caracteriza un espacio físico, el cual está sometido a fuente de radiación. En este caso, se lleva a cabo la medición de los puntos de importancia de las variables dosimétricas de interés y se realiza el registro correspondiente para su uso posterior. En el caso de la sala de irradiación Gamma del ININ, las variables dosimétricas de interés son: Carga de Ionización, Dosis Absorbida, Kerma, Exposición y Dosis Equivalente [19] y [20]. A continuación, se presenta una definición de estas variables dosimétricas.

**Carga de Ionización:** La carga de ionización es producida por la radiación ionizante cuando se realiza un proceso de interacción de la radiación con la materia. En este caso, la radiación produce ionización y esa ionización, cargas eléctricas. La medida de la carga eléctrica generada durante el proceso de ionización se le conoce como carga de ionización. La carga de ionización se mide en Coulomb (C) o cualquier múltiplo de la misma unidad.

**Dosis Absorbida:** En general, la dosis de radiación se define como la cantidad de energía de radiación depositada por unidad de masa. Sin embargo, en el caso de las dosis de radiación, esto no las define siempre del todo. Hablando de dosis de radiación, hay de varios tipos, unas que nos permiten cuantificar las variables físicas involucradas en el proceso y las que nos permiten evaluar los daños en el medio con el cual interacciona la radiación. La dosis absorbida es precisamente la que nos permite evaluar las variables físicas involucradas en el proceso, ya que se define como la energía de radiación por unidad de masa interactuante. Nos dice cuántos Joules de energía de radiación por Kilogramo de masa interactuaron en una materia específica, pero no nos permite saber qué es lo que le ocurre al material después de ser irradiado. La dosis absorbida se mide en una unidad conocida como el Gray, la cual se encuentra definida como:

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/Kg}$$

**Kerma:** El Kerma (Kinetic Energy Released on Matter) se encuentra definido como la energía cinética inicial que adquieren las partículas cargadas por la interacción radiaciones sin carga en la unidad de masa del material irradiado. Las partículas cargadas son los electrones producidos en el proceso de ionización y las radiaciones sin carga pueden ser radiaciones electromagnéticas tales como los rayos X y los rayos Gamma o bien partículas como los neutrones. Como puede observarse, esta variable dosimétrica no está definida para partículas con carga, tal es el caso de las partículas Alfa o las partículas Beta. Su unidad de medida es el Gy, razón por la cual se recomienda hacer el análisis con Kerma en lugar de Dosis Absorbida en el caso de los rayos X y los rayos Gamma, debido a que su medición nos proporciona datos más precisos.

**Exposición:** La exposición está definida como la carga total de iones liberada por unidad de masa de aire seco en condiciones estándar de presión y temperatura durante un proceso de ionización por radiación electromagnética ionizante tal como los rayos X, rayos Gamma y rayos cósmicos. Su unidad de medida es el Roentgen. 1 Roentgen es igual a  $2.58 \times 10^{-4} \text{ Ckg}^{-1}$ . Esta variable dosimétrica está definida solamente para radiaciones electromagnéticas del tipo ionizante, es decir, rayos X, Rayos Gamma y radiaciones cósmicas.

**Dosis Equivalente:** Esta es una variable dosimétrica de gran importancia cuando se trata de protección al personal y el uso de las radiaciones ionizantes, ya que nos permite evaluar directamente los daños generados por la radiación en tejido vivo. Esta magnitud se define como la dosis absorbida promediada sobre un órgano o tejido vivo. Esta variable dosimétrica se mide en Sv (sievert) que es una unidad especial que depende de un valor ponderado que la ICRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica) le asigna a un factor de calidad que depende del tipo de radiación que este interactuando con el tejido vivo.

Como se trata de un análisis en tejido vivo, y debido a la complejidad de cada uno de los órganos que forman el cuerpo humano, se tiene una escala de las dosis equivalentes máximas permitidas a las que podrían estar expuestos cada uno de los órganos del cuerpo sin tener daño previsible. Esto obviamente está determinado por los análisis estadísticos que en materia de protección radiológica se tienen hasta el momento. De acuerdo a esto, existen dosis equivalentes, generalmente altas, a las cuales los efectos de la radiación es un hecho que se presenten. Estos efectos se conocen como efectos determinísticos. Por el contrario, generalmente a dosis equivalentes bajas, existen efectos que podrían suscitarse o no, dependiendo del órgano o tejido con el que este interaccionando la radiación. Estos efectos se conocen como efectos estocásticos.

Para realizar el levantamiento dosimétrico, se miden las magnitudes dosimétricas en los puntos de referencia adecuados para la calibración y/o verificación de los equipos. La medición se realiza por medio de un instrumento de medición calibrado y referido a laboratorios de calibración primarios [21] y [22]. El instrumento más utilizado para estos fines es la Cámara de Ionización [22].

### **III.2.- Caracterización física de la Sala de irradiación Gamma utilizando la plataforma computacional GEANT4-ROOT.**

Después de haber hecho una breve reseña del Centro de Metrología de Radiaciones Ionizantes del ININ, del Laboratorio Secundario de Calibración Dosimétrica y de la Sala de Irradiación Gamma, así como de las formas y procedimientos con los cuales se calibran y verifican los equipos, estamos en condiciones de implementar un modelo computacional que nos permita simular las magnitudes dosimétricas dentro de la sala.

Algunas organizaciones a nivel mundial, han tratado de desarrollar software que nos permita simular los procesos de aplicación de las ciencias nucleares. Unos de estos organismos son el Centro Europeo de Investigaciones Nucleares (CERN), el Laboratorio Nacional de los Álamos, el Consejo de la Investigación Científica de Canadá y la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE). Sus esfuerzos van encaminados al desarrollo de plataformas computacionales que nos permitan la simulación de las aplicaciones nucleares en el campo de la Física de las altas energías, la Física nuclear, la Física de reactores, la Física médica y la Medicina Nuclear entre otras. Estas plataformas no son otra cosa que herramientas computacionales diseñadas para llevar a cabo simulaciones en el ramo.

Sin embargo, estos organismos tienen un grave problema al momento de generar el software adecuado para la aplicación concreta en el campo de aplicación de que se trate. Este problema radica en que cada laboratorio, estado y nación tienen problemas diferentes, y por lo tanto el alcance de las ciencias nucleares depende del lugar en que se esté aplicando esta tecnología. Esto se debe a que las aplicaciones son tan diversas que resulta prácticamente imposible generar los programas que se adapten al tipo de aplicación específica de cada usuario. Por esta razón, estos organismos han creado lo que se conoce

en el medio como las plataformas computacionales. Estas plataformas no son otra cosa que herramientas computacionales diseñadas para llevar a cabo simulaciones en el ramo, y tienen la característica que los programas son de software abierto y el usuario puede modificarlos de acuerdo a sus necesidades.

Estas plataformas computacionales son simplemente la base en la cual se cimientan las aplicaciones específicas de cada usuario. Estas plataformas están generalmente escritas en el paradigma de la programación orientada a objetos y el lenguaje utilizado depende de la institución que lo desarrolla. Así, algunos hacen desarrollos en lenguaje C++ y otros optan por el lenguaje Fortran con programación orientada a objetos, pero en todos los casos, el objetivo a perseguir es el mismo: la simulación computacional de las aplicaciones nucleares antes de llevar a cabo el experimento físico.

Estas plataformas computacionales están basadas en el paradigma de la programación orientada a objetos. La plataforma nos proporciona algunas clases que se fundamentan en el contexto general de las aplicaciones de las ciencias nucleares, y el usuario tiene que generar los objetos adecuados a su aplicación específica. Esto no implica que necesariamente las clases proporcionadas por la plataforma sean las únicas que se pueden utilizar. Si en un momento dado, no existiera una clase que se adaptara al experimento particular del usuario, es factible generar la clase que se adopte a sus necesidades. Estas plataformas están escritas, además con la rigurosidad matemática adecuada al nivel de las aplicaciones que se pretenden simular. De esta forma, las herramientas matemáticas en las que se basan son el Método de Simulación de Montecarlo, Elemento Finito y Métodos Numéricos para resolución de matemáticas avanzadas. De hecho, otro factor muy importante para su utilización es que incluye el uso de herramientas computacionales de alto nivel, tales como CMake, Open GL y HEP (herramientas computacionales para la física de altas energías), con lo cual se garantiza que se cuenta con las herramientas necesarias para llevar a cabo las simulaciones.

Como habíamos dicho, las plataformas computacionales están diseñadas para la simulación de las aplicaciones nucleares en general, pero tienen una orientación particular dependiendo del organismo que la genera y los intereses de la organización. Precisamente esta orientación es la que da origen a su nombre. Así, la plataforma computacional del Laboratorio Nacional de los Álamos lleva el nombre de MCNPX (MC de Montecarlo, N de neutrones, P de protones y X por los rayos X), debido a que el principal objetivo de esta organización es el estudio de los procesos en los que está involucrada la fisión nuclear. Originalmente fue desarrollado para la física de reactores y el transporte de neutrones. Posteriormente se incluyó el transporte de electrones para evaluar dosis en geometrías complejas. Esta plataforma está escrita en lenguaje C++, en el paradigma de la programación orientada a objetos.

La plataforma de la OCDE lleva por nombre PENELOPE (**PEN**etration and **E**nergy **LO**ss of **P**ositrons and **E**lectrons). Como su nombre lo indica, originalmente fue creado para la

investigación de la penetración y pérdida de energía de los positrones y electrones al interactuar con la materia. Posteriormente se han añadido modelos para la simulación de fotones que utilizan rangos de energías que van de 1 KeV hasta cientos de MeV. Esta plataforma está escrita en lenguaje Fortran, con programación orientada a objetos.

La del Consejo de la Investigación Científica de Canadá se conoce como EGS4 y fue diseñada para la simulación computacional de los fenómenos de transporte de electrones y fotones en el rango de 1 KeV a varios TeV. Actualmente se está desarrollando para otros tipos de aplicaciones, aunque principalmente tiene su fundamento en la simulación de partículas y fotones de rayos X y Gamma. Está escrita en lenguaje Fortran, con programación orientada a objetos.

Finalmente, la plataforma desarrollada por el CERN tiene por nombre GEANT4-ROOT (**GE**ometry **ANd** **T**racking) y ROOT (raíz). GEANT4 es nombrada así porque su objetivo inicial era simular computacionalmente el transporte de partículas de alta energía en objetos de diversas geometrías, el cuatro implica que se esta plataforma se encuentra en la cuarta edición de su contenido. En este momento es capaz de simular el transporte de distintas partículas diversas, así como fotones de muy alta energía y frecuencia. En el caso de ROOT es otra plataforma que siempre viene acompañada de GEANT4 y sirve para hacer el análisis de los datos generados en la simulación hecha por GEANT4. Ambas plataformas computacionales están escritas en lenguaje C++.

Para comenzar con nuestro modelo computacional, nosotros elegimos la plataforma computacional GEANT4-ROOT debido a que es de acceso libre. En el caso de MCNPX y EGS4 hay que pagar por uso a las instituciones que la generaron. En el caso de PENELOPE solo pueden hacer uso de estas plataformas los países miembros de la OCDE, y aunque México es miembro de esta organización, solo algunas dependencias autorizadas pueden hacer uso de la plataforma. Por otro lado, GEANT4-ROOT presenta la ventaja de tener un foro de discusión abierto, en el cual los usuarios de esta plataforma pueden intercambiar puntos de vista, consultar con otros especialistas si se tiene alguna duda de uso, contenido o cualquier otro problema que con respecto a la plataforma computacional se suscite. De esta manera, cualquier usuario se está constituyendo como un programador de aplicaciones y está colaborando con lo que a futuro el CERN está apostando: la creación de un software computacional capaz de simular cualquier aplicación en el campo de las ciencias nucleares.

De hecho, la simulación computacional para el CERN ha reportado en grandes beneficios. Un ejemplo de esto es el caso del Boson de Higgs (partícula de “Dios”), partícula muy famosa por considerarse la partícula fundamental que dió origen a la masa y por ende al universo tal y como lo conocemos en la actualidad. Para poder descubrirla, se simularon computacionalmente los experimentos a realizarse en el gran colisionador de Hadrones del CERN, antes de llevarlos a cabo. Con esto se disminuyeron considerablemente los tiempos de encendido del colisionador de Hadrones, traduciéndose esto en un gran ahorro

energético, ya que como se trata de un acelerador de partículas, la materia prima son los grandes campos eléctricos. Estos campos eléctricos se obtienen a partir de fuentes de alto voltaje del orden de los Mega, Giga y Tera Volts. Al reducirse los tiempos de encendido del gran colisionador de Hadrones, no solo se ahorra en el gasto energético, también se aumenta la vida útil del equipo a la vez que se disminuyen los riesgos y el tiempo de exposición del personal ocupacionalmente expuesto (para más información al respecto, visitar la página del CERN: <https://home.cern/>).

Para inspeccionar que es lo que se tiene hasta el momento en el campo computacional en la plataforma GEANT4-ROOT del CERN, lo primero que tenemos que hacer es hacer la instalación correspondiente en nuestra computadora. Primeramente, se instala GEANT4. Para esto hay que que descargar la guía de instalación, la cual se encuentra publicada en la página del CERN. Esta página tiene la dirección siguiente:

<http://geant4.web.cern.ch/geant4/UserDocumentation/UsersGuides/InstallationGuide/html/>

Posteriormente hay que descargar la guía de usuario de ROOT. Esta guía se encuentra publicada en la página siguiente:

<https://root.cern.ch/guides/users-guide>

En estos documentos viene explicado de manera detallada los procedimientos y los requisitos necesarios para poder hacer uso de estas herramientas computacionales, además de que nos proporciona el manual de usuario para poder hacer uso de estas. Existen versiones para utilizarse en Windows, Linux y Mac. En nuestro caso, usaremos la versión para Linux Fedora 23. Esto también puede revisarse en [23] y [24].

Teniendo instaladas las dos plataformas computacionales, procederemos a investigar qué es lo que se ha hecho en el campo de la metrología de las radiaciones ionizantes y en especial en el terreno de los rayos Gamma. GEANT4 contiene tres tipos de aplicaciones, básicas, avanzadas y extendidas. Las básicas son casos totalmente terminados que pueden aplicarse de inmediato en las aplicaciones de las ciencias nucleares. Estas aplicaciones están diseñadas para que el usuario se vaya familiarizando con el manejo y uso de GEANT4 y al mismo tiempo vaya descubriendo sus alcances. Entre algunas de las simulaciones computacionales básicas, tenemos a la simulación de un detector bajo la acción de una fuente de protones, un espectrógrafo y una tomografía de emisión por positrones (PET). La figura III.7 nos muestra la simulación de dos de estas aplicaciones.

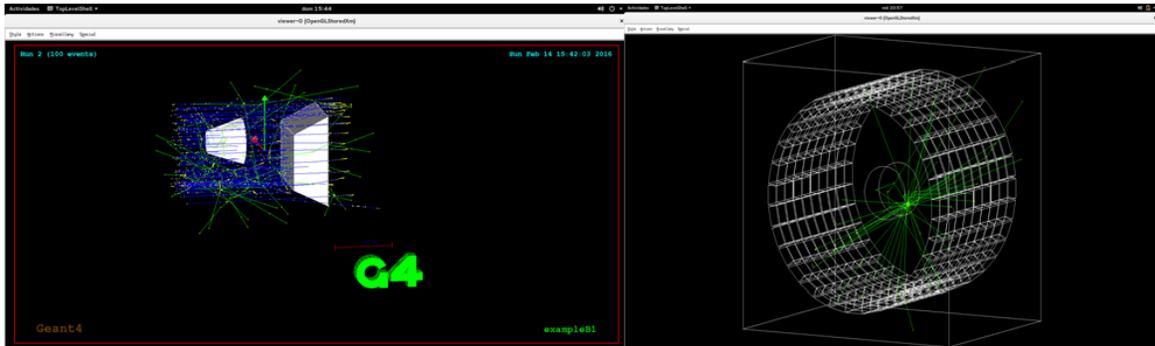


Fig. III.7.- Simulaciones Básicas en GEANT4. a) Detector sometido a una fuente protones. b) Tomografía de emisión por positronio (PET).

Las aplicaciones avanzadas están dirigidas a problemas de mayor nivel de complejidad en la simulación computacional del proceso. Estas simulaciones se enfocan en trabajos de investigación de reconocimiento internacional, que se tiene comprobada su aportación al desarrollo de las aplicaciones pacíficas de las ciencias nucleares. Entre las simulaciones que tenemos en este rubro, podemos mencionar al fantoma (que no es otra cosa que un maniquí que simula el comportamiento de un humano bajo la acción de la radiación), una célula sometida a una fuente de radiación para estudios de ADN, un acelerador lineal (LINAC), de muy amplio uso en la radioterapia por electrones y muchas otras. La figura III.8 nos muestra algunas de estas aplicaciones.

Finalmente, las aplicaciones extendidas son aquellas en las que solo nos da una base de las clases que pueden utilizarse para generar nuestra aplicación, pero no construye en sí la simulación de la aplicación. Estas aplicaciones están destinadas a los desarrolladores de aplicaciones en GEANT4, ya que nos presenta el comienzo del programa de simulación, pero el usuario tiene que desarrollar la simulación adecuada a su aplicación específica. En nuestro caso, encontramos una aplicación extendida referida al fenómeno del decaimiento radiactivo. La simulación de la sala de irradiación Gamma del ININ es una aplicación no extendida que no simula las variables dosimétricas necesarias. Sin embargo, es factible simular un espacio con características parecidas a nuestra sala y podemos tomarla como base para determinar algunas condiciones de la misma. Obviamente, como se trata de una aplicación extendida, es necesario reescribir el código de computadora para que se adecue a nuestros objetivos. Esto se tratará con detalle más adelante.

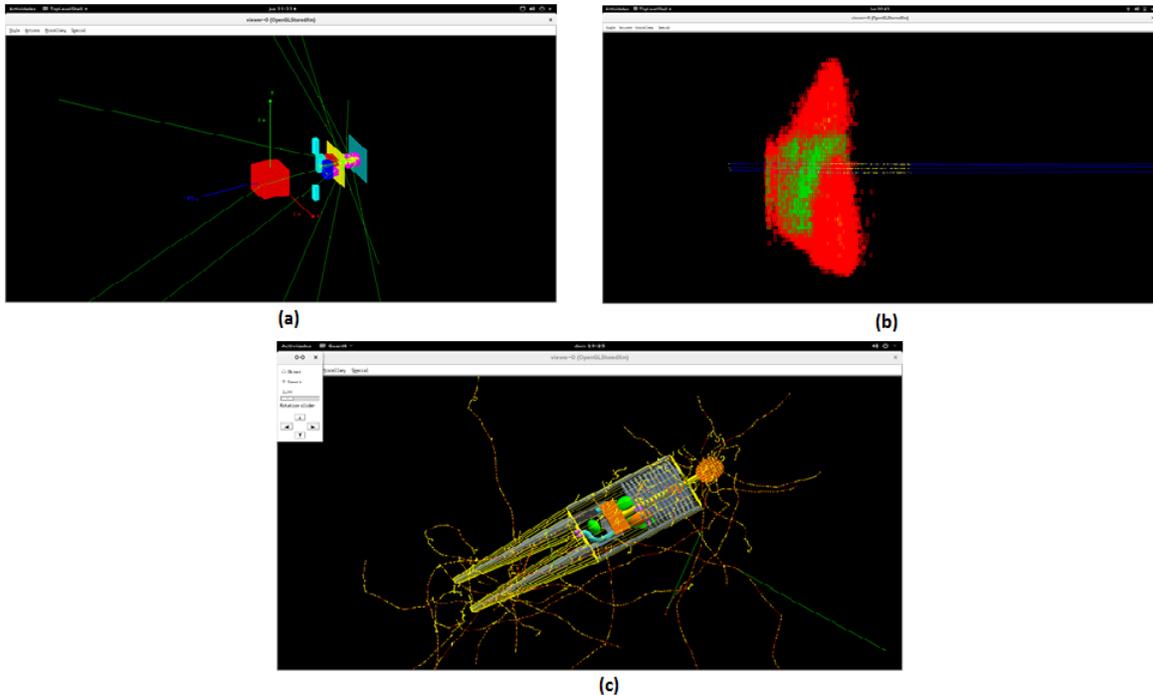


Fig. III.8.- Simulaciones Avanzadas en GEANT4. a) Acelerador Lineal. b) Célula Sometida a un haz de Protones. c) Fantoma.

ROOT también fue desarrollada por el CERN y su función principal es la del manejo adecuado de los datos generados durante una simulación en GEANT4. Cuando la simulación se construye y se ejecuta de manera adecuada, se producen una gran cantidad de datos. Estos datos se tienen que agrupar principalmente en forma de histogramas para poder interpretarlos. Estos histogramas se conocen como los espectros de radiación. Estos espectros nos definen el tipo de radiación que se está utilizando, la energía que maneja, la vida media del isótopo que se está utilizando y otras características [26].

Precisamente ROOT está diseñado para estos fines. Para cumplir con esta función, ROOT está escrita en el lenguaje de programación C++. Del mismo modo que se hace con GEANT4, hay que generar un código en C++ para que ROOT pueda interpretar los datos producidos en la simulación en GEANT4 y nos elabore los histogramas correspondientes a las características de la radiación. Nos construye un histograma por característica a analizar, lo que implica que hay un espectro de radiación, un espectro de energía, un espectro de momentum y un espectro de periodos de decaimiento o vida media. La figura III.9 muestra un espectro de radiación Beta generado con ROOT. Naturalmente, esta imagen presenta un formato de presentación de los histogramas, aunque ROOT es capaz de elaborarlos en formatos distintos. Cabe señalar que no importando el tipo de aplicación de que se trate, o la plataforma que se esté utilizando, siempre es posible modificar los códigos para adaptarlos a nuestras necesidades.

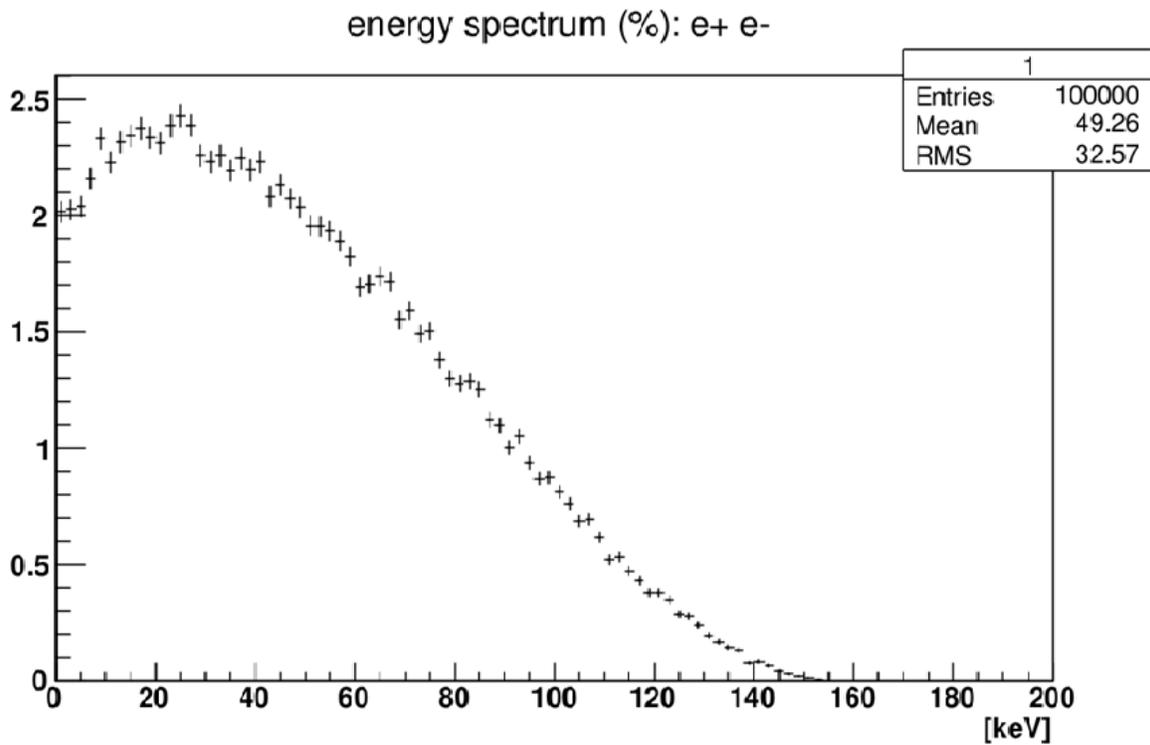


Fig. III.9.- Espectro de radiación Beta generado con ROOT.

### III.2.1.- Construcción de una simulación computacional en GEANT4-ROOT.

Para construir una aplicación en GEANT4, se tienen que seguir los pasos siguientes:

- a) Instalar GEANT4 de la página del CERN. La liga se mencionó con anterioridad.
- b) Instalado el software de la plataforma computacional, se procede a buscar una carpeta que contenga la versión de GEANT4 instalada.
- c) Realizado este procedimiento hay que elaborar nuestra aplicación de acuerdo a las instrucciones que nos muestra el diagrama de flujo de la III.10.

En esta figura se presentan los pasos concretos a seguir para desarrollar una aplicación en GEANT4. En [23] se detallan todas las instrucciones y comandos necesarios para llevar a cabo este procedimiento, además de que este documento nos proporciona una breve reseña de los alcances de cada una de las aplicaciones propuestas.

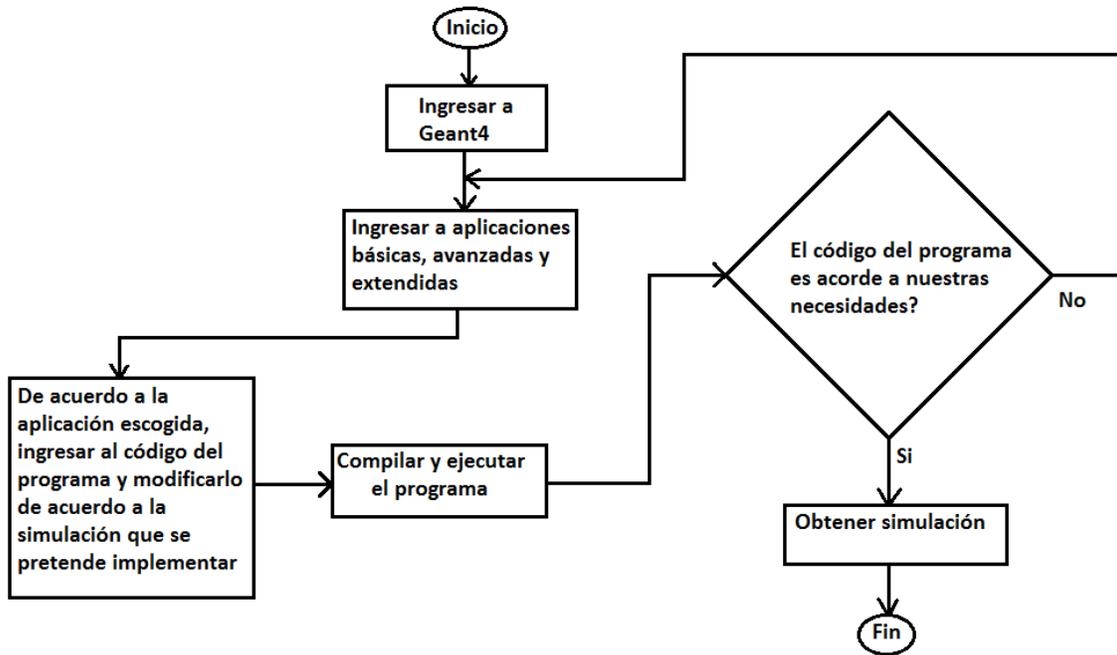


Fig. III.10.- Construcción de una simulación en la plataforma computacional GEANT4.

Con este procedimiento, construimos la aplicación básica B1, la cual corresponde a un detector bajo la acción de una fuente de radiación. De acuerdo con el diagrama de flujo de la figura III.10, primero ingresamos al archivo de Geant4, para después ingresar a los archivos de las aplicaciones básicas.

Hecho esto, es posible ingresar a los códigos de programa y modificarlos de acuerdo a las necesidades de nuestra aplicación. Para este caso, como se trata de una aplicación básica, está construida en su totalidad y no fue necesario hacer cambio alguno. En el caso de las aplicaciones básicas y avanzadas, las aplicaciones están construidas en su totalidad, aunque si fuera necesario, tenemos la posibilidad de modificarlas si hubiera alguna variante con respecto a nuestro experimento. En el caso de las aplicaciones extendidas, los códigos no se encuentran construidos en su totalidad, lo que implica que hay que construirlos en función del experimento que necesitemos simular, debido a que están diseñados como un programa base para los diseñadores de aplicaciones. En este momento es factible la compilación y ejecución del programa.

En este caso, vemos al detector simulado bajo la acción de la radiación. En esta aplicación el detector puede someterse a una fuente de protones y/o una fuente de rayos Gamma. GEANT4 tiene una nomenclatura para cada una de las radiaciones que maneja. GEANT4 se auxilia de los colores para distinguirlas. Para nuestro ejemplo, los protones se manejan de color azul y los rayos Gamma de color verde. Esta simulación se presenta en la figura III.11.

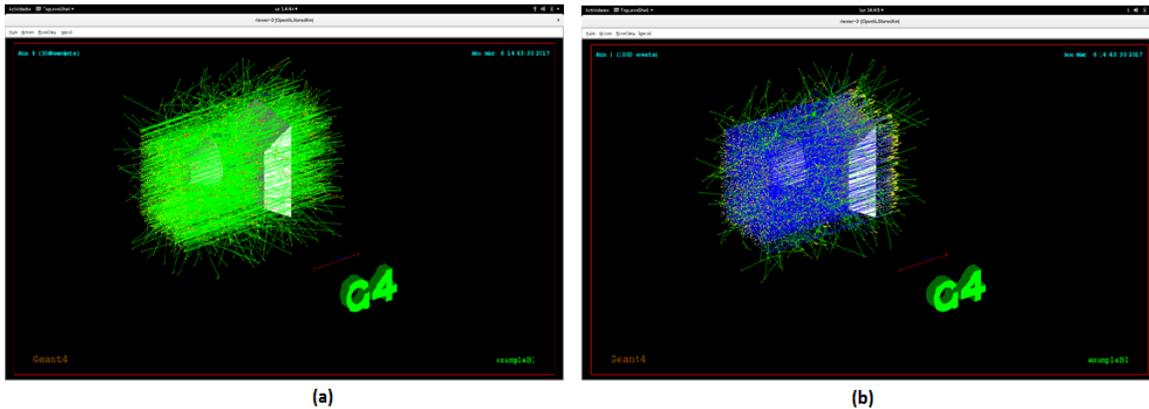


Fig. III.11.- Simulación Computacional de la aplicación seleccionada. a) Detector de radiación sometido a un haz de rayos Gamma. b) Detector de radiación sometido a un haz de rayos Gamma y a uno de Protones.

Construida la aplicación (como se había mencionado), es posible modificar los códigos para adaptarla a nuestras necesidades. Para esto tenemos que ingresar a las carpetas que contienen los códigos fuente de las librerías, clases y objetos que se tienen en disponibilidad. De todas formas, si no existiera una aplicación que se adaptara a nuestras necesidades, es posible generar una nueva, aunque esto es muy complicado y requiere de un conocimiento muy profundo del funcionamiento de GEANT4.

GEANT4 basa su funcionamiento en el uso de seis clases fundamentales. Estas clases son:

- 1) **ActionInitialization:** Esta clase nos permite iniciar el programa y definir las bibliotecas a utilizarse.
- 2) **DetectorConstruction:** Esta clase nos permite definir la geometría y las características propias del detector que va a utilizarse, dependiendo de la aplicación a simular.
- 3) **EventAction:** Esta clase nos permite definir el número de eventos que se van a efectuar en la simulación.
- 4) **PrimaryGenerationAction:** Esta clase nos define las características de la fuente de radiación que se está usando en la simulación.
- 5) **RunAction:** Esta clase nos permite la ejecución total de la simulación.
- 6) **SteppingAction:** Esta clase nos permite definir los incrementos de las variables en cada uno de los eventos que se aplican en la simulación.

La figura III.12 presenta la interacción de estas clases en la simulación computacional en un diagrama UML (Unified Modeling Language).

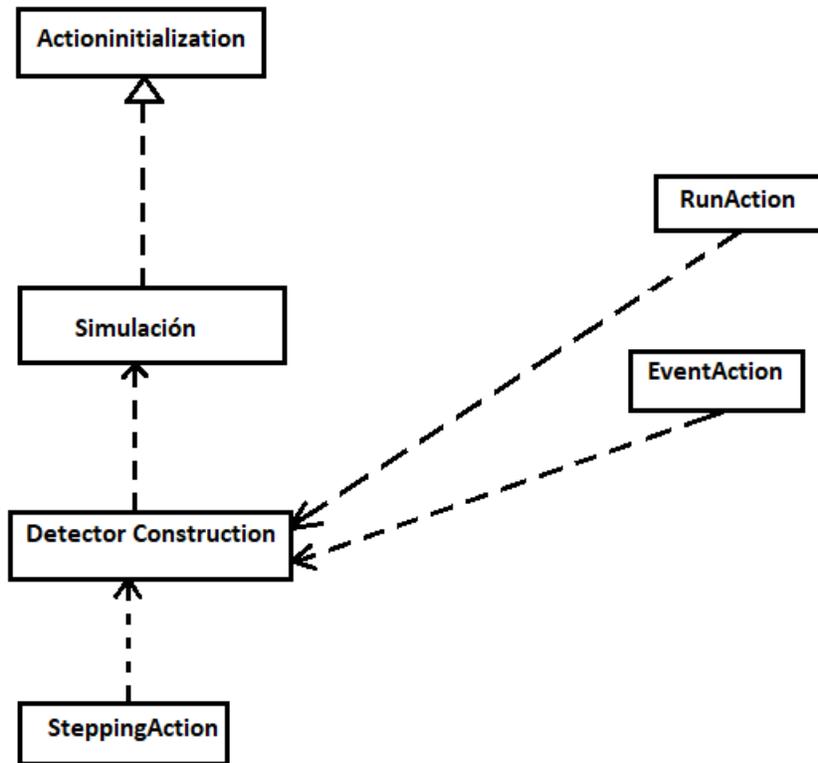


Fig. III.12.- Esquema representativo de las principales clases de GEANT4, expresadas en notación UML (Unified Modeling Language).

Obviamente, estas clases fueron bautizadas con estos nombres por los creadores de la plataforma computacional, es decir los investigadores del CERN que dieron origen al proyecto.

Finalmente, la plataforma computacional ROOT también necesita de un código que se ejecute en terminal para hacer el análisis de los datos generados en una simulación en GEANT4. Para esto, hay que abrir la terminal en el programa de ROOT e introducir el código correspondiente para que se generen los histogramas aplicables a la simulación de GEANT4. Generalmente, la clase en la que se definen los códigos para desplegar los espectros es la **HistoManager**.

Cabe señalar, que cuando se haga un cambio en los códigos de ejecución, por pequeño que este sea, es necesario construir la aplicación nuevamente ya que se trata de una nueva simulación.

### **III.2.2.- Construcción de una primera aproximación de una sala de irradiación Gamma utilizando GEANT4-ROOT.**

Para hacer la construcción de la primera aproximación de la sala de irradiación Gamma del ININ, se hizo una revisión cuidadosa de las aplicaciones básicas, avanzadas y extendidas contenidas en GEANT4. La revisión nos reporta que existe una aplicación extendida conocida como “radioactivedecay”, la cual nos permite simular una fuente de radiación contenida dentro de un volumen de un material que nosotros podemos seleccionar, adaptando los códigos de programa correspondientes.

En esta aplicación, como se trata de una aplicación extendida, está diseñada específicamente para los diseñadores de aplicaciones computacionales en GEANT4. Por este motivo, es necesario ingresar a los códigos del programa para adaptarlos a nuestra simulación particular. Para hacer esto, primeramente simulamos la versión original de la aplicación. Obviamente, seguimos el procedimiento descrito con anterioridad, que se utiliza para construir una simulación computacional en GEANT4. Los resultados de esta simulación se muestran en la figura III.13.

En este caso, la simulación original nos permite simular una fuente de radiación contenida dentro de un volumen de material que podemos modificar de acuerdo a nuestras necesidades. Las fuentes radiactivas que se utilizan en la sala de irradiación Gamma del ININ son el Cs-137 y el Co-60. Nuestro objetivo es simular las características dosimétricas de la sala de irradiación Gamma sometida a un haz de rayos Gamma del Cs-137. Revisando en el banco de radioisótopos con los que cuenta la plataforma computacional, encontramos que no se encuentra el Cs-137, pero cuenta con el Co-60, que es un emisor Gamma de las mismas características del Cs-137 y por lo tanto esta fuente radiactiva es la que utilizaremos para nuestro modelo en GEANT4.

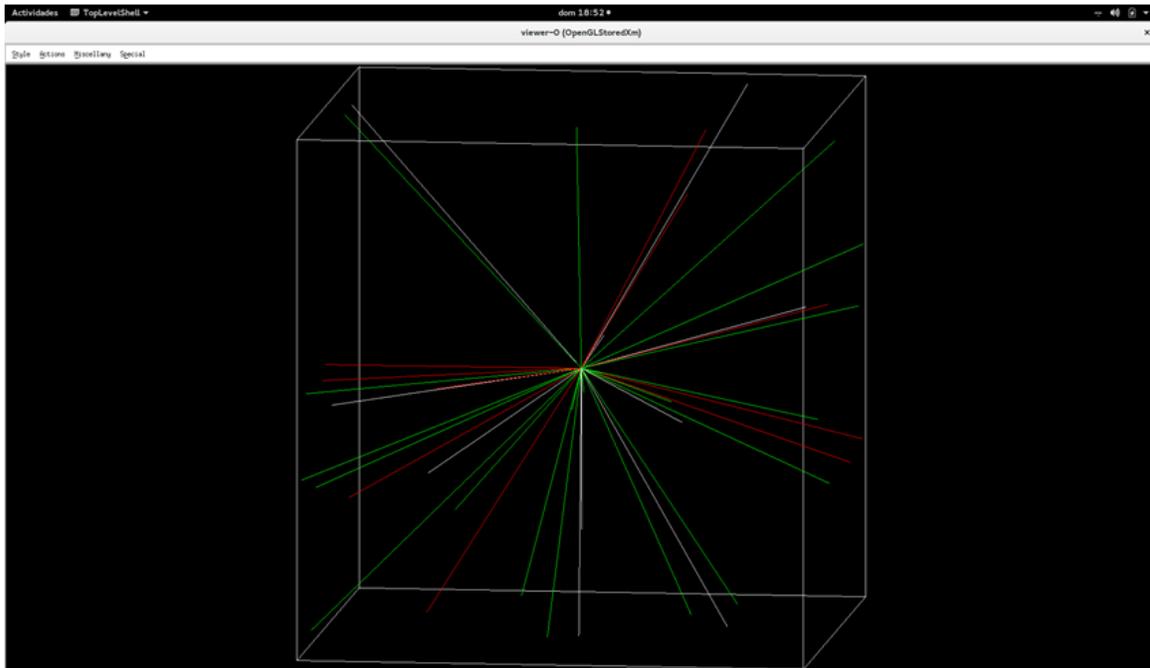


Fig. III.13.- Simulación computacional de la aplicación extendida "radioactivedecay" de GEANT4.

Por otro lado, el volumen en el cual vamos a introducir nuestra fuente radiactiva para simularla, es un espacio de aire seco a condiciones ambientales con dimensiones similares a la de la sala real. Nuevamente se hace hincapié en que se modificaron los códigos y es imprescindible construir una aplicación nueva de acuerdo con el procedimiento que se describió con anterioridad. Esta nueva simulación se presenta en la figura III.14.

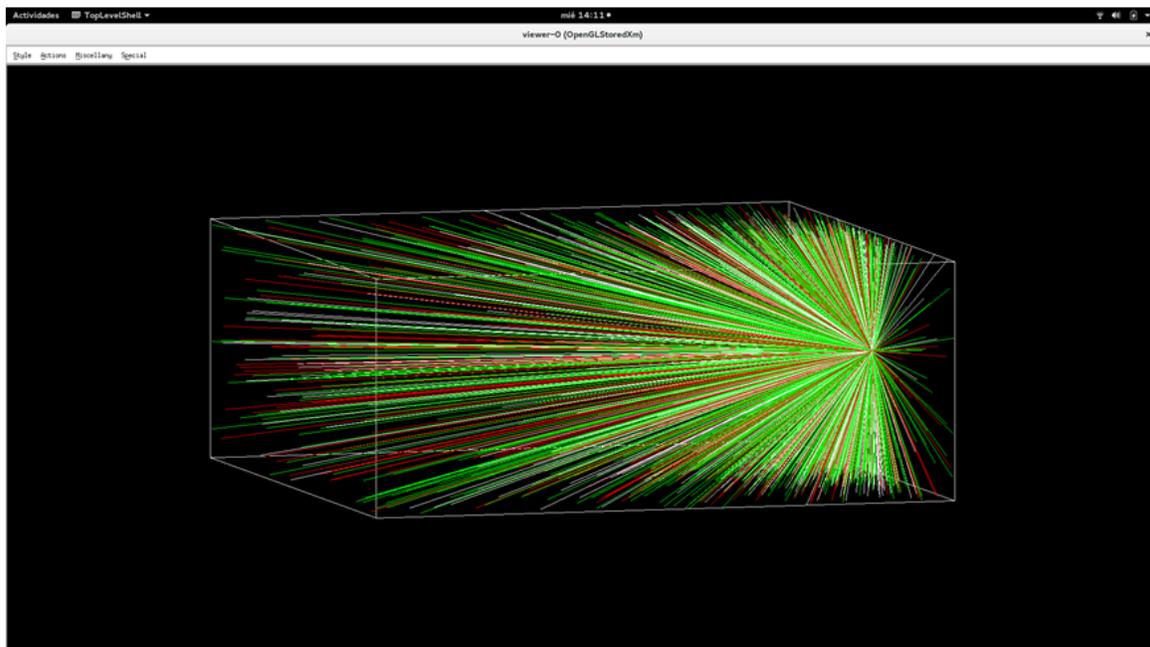


Fig. III.14.- Simulación computacional de la sala de irradiación Gamma bajo la acción de una fuente de Co-60.

Observando la figura III.14, podemos apreciar que la simulación es un espacio de aire seco a condiciones ambientales sometido a los rayos Gamma del Co-60. Como habíamos dicho, GEANT4 esta normalizado y cuenta con nomenclaturas de los colores utilizados para cada simulación, en lo que a la radiación utilizada respecta. En este caso, las líneas verdes son los rayos Gamma, las líneas rojas las partículas Beta producidas durante la desintegración y las líneas blancas los neutrinos y antineutrinos emitidos por el núcleo atómico en cuestión.

Para nuestro modelo solo tomaremos en cuenta los rayos Gamma ya que, de acuerdo a los blindajes utilizados en el contenedor de la fuente radiactiva de la sala real, solo llegan a los instrumentos de medición haces de radiación Gamma. Con esto, observamos que GEANT4 todavía no cuenta con aplicaciones específicas para llevar a cabo la simulación de una sala de irradiación, del tipo que esta sea, además de que no cuenta con todas las herramientas para simular este tipo de instalaciones [25].

Sin embargo, el modelo obtenido nos proporciona las primeras características indispensables para la creación de nuestro modelo: Las de la fuente radiactiva y las de irradiación dentro de la sala. Para la fuente radiactiva, la simulación nos indica que la fuente es isotrópica, es decir, que está emitiendo radiación Gamma en todos sentidos, generando un patrón de radiación. Como la emisión de la radiación varía con el inverso del cuadrado de la distancia, la intensidad debe variar en función del punto de la sala en que nos encontremos. Por otro lado, se ve que la irradiación es simétrica en ambos lados de la sala, aspecto muy importante al momento de generar nuestro modelo, ya que las magnitudes dosimétricas ocurridas en un lado de la sala se verán reflejadas del lado contrario.

Con la plataforma computacional ROOT podemos obtener los espectros de radiación de la simulación realizada. Estos espectros corresponden a la energía de la radiación Beta, Gamma, neutrinos, antineutrinos, energía cinética total, balance de momentum y la curva de decaimiento. Estos espectros se muestran en las figuras III.15, III.16 y III.17.

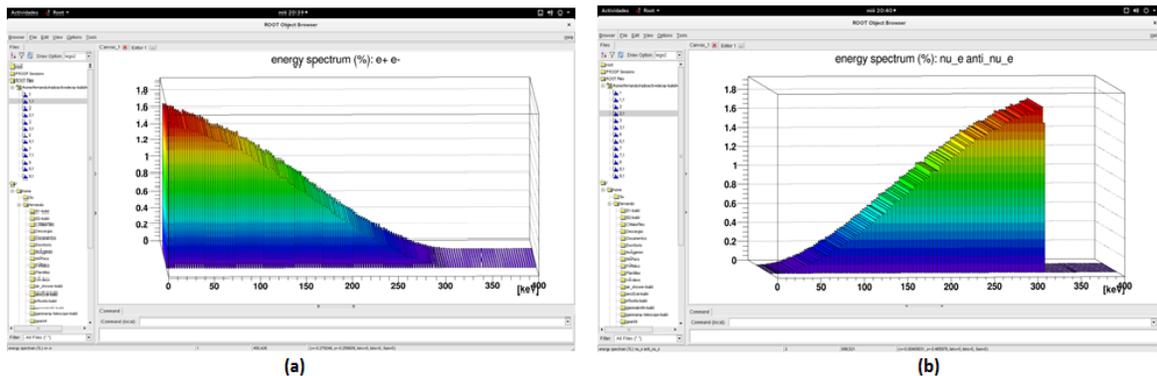


Fig. III.15.- Espectros de radiación del Co-60. a) Espectro de energía de la radiación Beta. b) Espectro de energía de los neutrinos y antineutrinos emitidos.

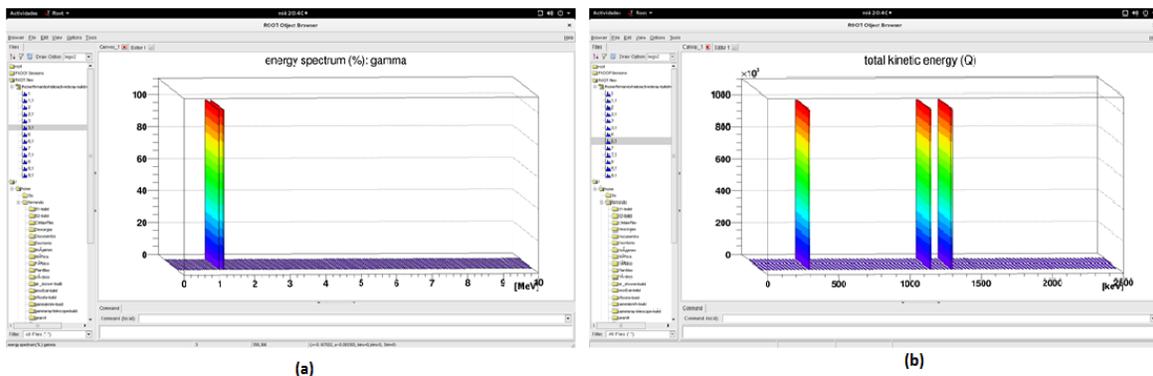


Fig. III.16.- Espectros de radiación del Co-60. a) Espectro de energía Gamma. b) Energía cinética total.

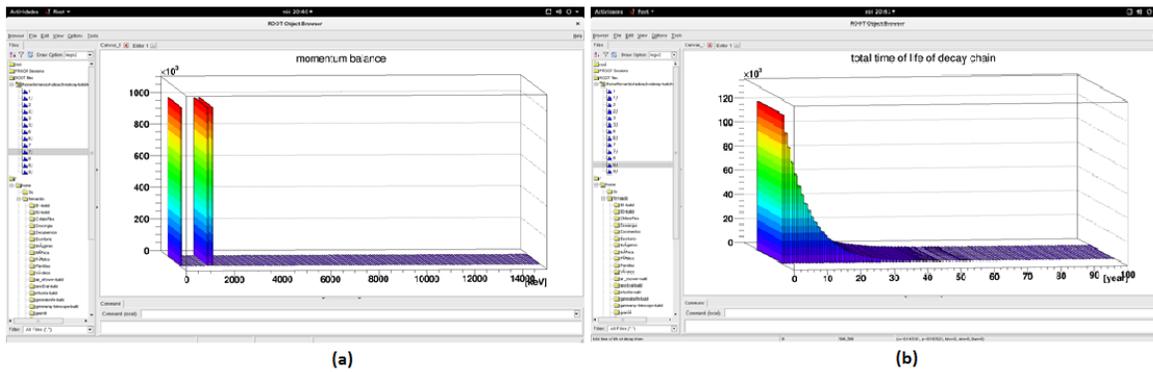


Fig. III.17.- Espectros de radiación del Co-60. a) Balance de momentum. b) Tiempo total de decaimiento.

Las formas de presentación son de muchas maneras, en este caso los estamos presentando en la forma de “Lego” y a color. Los espectros de radiación son elementos muy importantes que nos permiten obtener información de la fuente radiactiva que se está utilizando. En los espectros presentados (salvo el de el tiempo total de decaimiento), se construyeron los histogramas del número de partículas o fotones emitidos contra la energía de los mismos en KeV o MeV. En el caso del tiempo total de decaimiento, el histograma se construye a partir del número de partículas y fotones emitidos contra el tiempo, lo cual repercute directamente en la actividad de la fuente radiactiva y en la vida media del radioisótopo [2], [3]. En nuestro caso no haremos uso de ellos, pero hacemos hincapié en el potencial que tiene ROOT para la elaboración de este tipo de histogramas. Los códigos generados para la simulación de la primera aproximación de la sala de irradiación Gamma, se presentan en la dirección siguiente:

<http://olimpia.cuautitlan2.unam.mx/tet/Codigos Sala de Irradiacion Gamma ININ.pdf>

### **III.3.- Simulación matemática y computacional de una Cámara de Ionización.**

Como puede apreciarse, con la simulación computacional de GEANT4-ROOT encontramos las características básicas para obtener nuestro modelo computacional. Estas características implican un espacio de aire seco con una fuente radiactiva emisora Gamma, que se comporta como una fuente puntual y que irradia en ambos lados de la sala. Por la geometría de la sala y las condiciones de la fuente, podemos suponer que el comportamiento dosimétrico de la sala en el lado derecho, podría ser similar al del lado izquierdo de la misma. Sin embargo, observamos que todavía no se ha desarrollado ninguna aplicación computacional que nos permita simular completamente una sala de irradiación Gamma. Por este motivo es necesario generar los modelos matemáticos y computacionales que nos permitan simular las magnitudes dosimétricas dentro de la sala de irradiación.

Como se pretende que el modelo computacional sea lo más cercano a las condiciones reales que se tienen en la sala de irradiación Gamma del ININ, lo primero que haremos será simular el instrumento patrón con que se realizan las mediciones dentro de la sala. En este caso, el instrumento patrón es una cámara de ionización. La cámara de ionización utilizada es una N.E. 2530-538 [27] y [28], la cual maneja como gas el aire seco como medio de ionización. La cámara de ionización es el instrumento más utilizado no solo en las instalaciones de calibración de instrumentos de medida y detección de la radiación nuclear, sino que es el de más amplio uso en los centros hospitalarios en los que se brindan tratamientos de radioterapia y braquiterapia para atacar distintas enfermedades.

Para obtener nuestro modelo computacional, en una primera instancia tendremos que obtener datos experimentales que nos permitan validarlo. Para esto se llevó a cabo un levantamiento dosimétrico que nos permite conocer las magnitudes dosimétricas presentes en la parte central de la sala. La fuente radiactiva que vamos a utilizar es una fuente radiactiva de Cs-137. El levantamiento dosimétrico se llevó a cabo el día 29 de julio de 2009. Debido a que la fuente radiactiva es de Cs-137 y la vida media de este radioisótopo es de aproximadamente 30 años [29], podemos considerar que los cambios en niveles de radiación no son significativos y que este levantamiento dosimétrico es adecuado para llevar a cabo nuestra simulación.

La cámara de ionización deberá acoplarse con un electrómetro y polarizarse adecuadamente con una fuente de alto voltaje para poder realizar las mediciones correspondientes. Un esquema de este arreglo se muestra en la figura III.18.

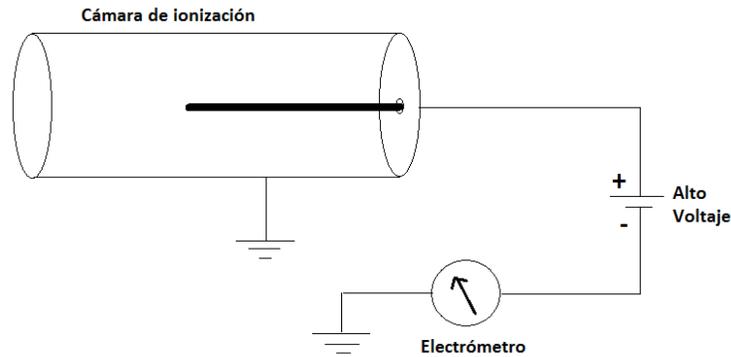


Fig. III.18.- Sistema de detección implementado con una cámara de ionización.

En este caso, como se había mencionado de este capítulo, al interaccionar el volumen sensible de la cámara de ionización con el detector se produce ionización, lo cual se manifiesta en la creación de iones positivos y electrones libres. Estas cargas son recolectadas por el campo eléctrico generado por la fuente de alto voltaje, produciendo una corriente eléctrica que al pasar por el electrómetro nos indicará la carga de ionización liberada en el proceso.

Con la carga de ionización definida, podemos obtener las diferentes magnitudes dosimétricas que se miden en la sala de irradiación Gamma del ININ. Estas magnitudes son la Dosis Absorbida, el Kerma en el aire, la Exposición y la Dosis Equivalente. Todas estas magnitudes tienen el mismo grado de importancia, ya que dependiendo del instrumento que se trate, es la magnitud a obtener. Esto debido a que hay algunos instrumentos que solo miden Dosis Absorbida, otros que miden Exposición, Dosis Equivalente o Kerma. También hay algunos instrumentos que pueden medir todas estas las magnitudes dosimétricas, algo análogo a lo que sucede con un multímetro en el caso de las magnitudes eléctricas.

Para realizar el levantamiento dosimétrico se utilizó el siguiente material y equipo:

- Electrómetro marca PTW UNIDOS 10002-20085.
- Cámara de Ionización N.E. 2530-538.
- Termo higrómetro EXTECH RH520-CH6065.
- Barómetro PTB CLASS A C4620005.
- Un colimador tipo cono de 4x4 cm.
- Una fuente radiactiva de Cs-137 con características a determinar.

El procedimiento utilizado para realizar el levantamiento dosimétrico es el siguiente:

Se colocó una fuente radiactiva con su respectivo colimador a la mitad de la sala Gamma del ININ y se tomaron distintas medidas a distintas distancias. Con el Termo higrómetro se registró la temperatura y con el barómetro la presión en la sala. Para poder medir la carga de ionización se implementó un monitor de radiación con una cámara de ionización. El arreglo utilizado es el de la figura III.18.

Con este monitor se midió la carga de ionización a distintas distancias de la fuente radiactiva de Cs-137 en la línea central de la sala de irradiación Gamma. Este proceso se ilustra en la figura III.19.

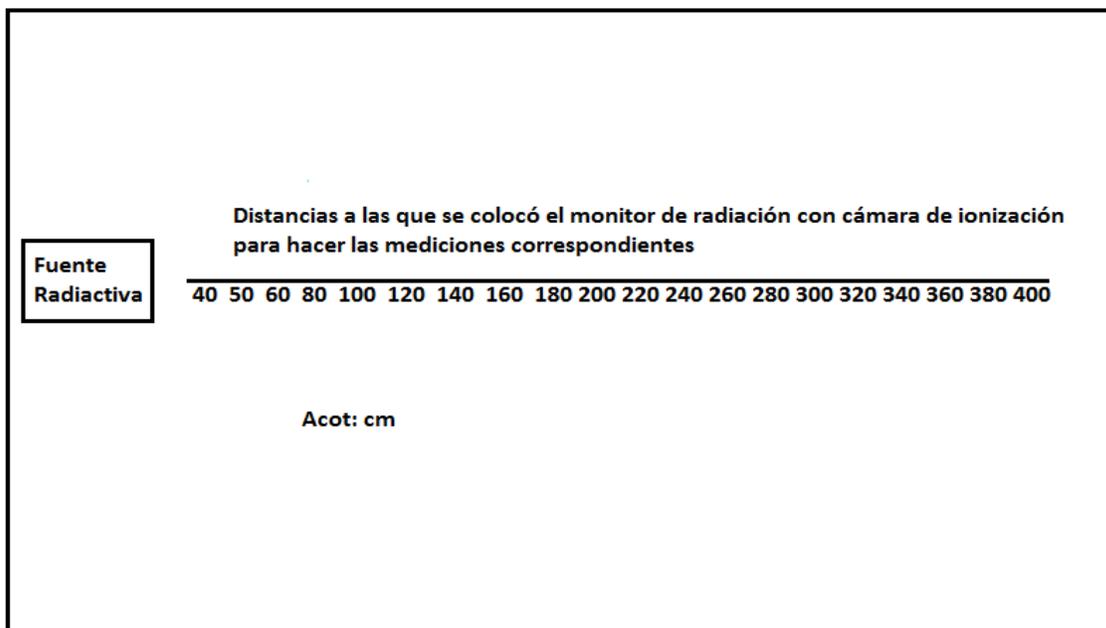


Fig. III.19.- Arreglo de la sala de irradiación Gamma y las distancias a las que fue colocado el monitor de radiación para registrar la carga de ionización producida por los rayos Gamma del Cs-137.

Los valores obtenidos de la carga de ionización en estos puntos de la sala de irradiación Gamma del ININ se muestran en la tabla III.1.

Distancia r[cm]	Presión (P) [hPa]	Temperatura (T) [°C]	Tiempo de irradiación (t) [s]	Q [nC]
40	710.576	16.9	10	21.11
50	710.56	16.9	10	13.820
60	710.558	16.9	10	9.6102
80	710.702	16.9	30	15.64
100	710.672	16.9	30	10.07
120	710.708	16.9	60	14.026
140	710.708	16.9	60	10.35
160	710.744	16.94	60	7.9474
180	710.702	16.94	60	6.2948
200	710.764	16.9	60	5.1094
220	710.692	16.9	60	4.2144
240	710.716	16.9	60	3.5402
260	710.728	16.9	60	3.017
280	710.744	16.9	60	2.604
300	710.748	16.9	60	2.2860
320	710.764	16.9	60	1.9954
340	710.738	16.9	60	1.7648
360	710.692	16.9	60	1.5738
380	710.724	16.9	60	1.4120
400	710.712	16.9	60	1.2726

Tabla III.1.- Medidas obtenidas por la cámara de ionización en la sala de irradiación Gamma del ININ.

En este caso, Q es la carga de ionización en [nC] generada dentro del volumen sensible de la cámara de ionización, r es la distancia de la fuente radiactiva al punto donde se colocó el monitor de radiación, P es la presión en la sala, T es la temperatura de la sala y t es el tiempo de irradiación del monitor dentro de la sala. Como el gas contenido dentro la cámara de ionización es aire y también el material contenido dentro de la sala de irradiación es aire, podemos considerar que el detector nos mide la diferencial de aire en el punto medido de la sala de irradiación. Cabe señalar que por las características de la sala de irradiación Gamma del ININ, estos valores son los que actualmente se están utilizando para calibrar y/o verificar los instrumentos recibidos para servicio en la sala de irradiación. Estos valores son confiables debido a que están referidos a una intercomparación con los valores patrón obtenidos en los laboratorios de la Bureau International Des Poids et Mesures con sede en Francia [30]. Con estos valores generaremos un modelo matemático que después programaremos computacionalmente para simular el comportamiento de la cámara de ionización dentro de la sala de irradiación Gamma del ININ.

La forma interacción de la radiación dentro de la cámara de ionización, depende del tipo de la radiación en cuestión. Así, si se trata de radiaciones de partículas cargadas como las Alfas y las Betas, de partículas sin carga como los neutrones o bien de radiaciones electromagnéticas como los Rayos X o los rayos Gamma, la forma será diferente. En el caso de los rayos Gamma, debido a que su alcance es muy alto, no se puede hacer consideración de que todos los fotones interactúan en el volumen sensible del detector, ya que esto implicaría un volumen muy alto.

Una forma de medir la cantidad de radiación presente en un volumen determinado es midiendo sus efectos sobre un volumen unitario de materia tomado como referencia [3]. Así:

$$X = \frac{\Delta Q}{\Delta m} \quad (1)$$

Donde:

- X= Exposición en [R]
- Q= Carga de ionización en [C]
- m= Masa [Kg]

Si obtenemos la razón de cambio con respecto al tiempo de la exposición, obtenemos lo siguiente:

$$\frac{\Delta X}{\Delta t} = \frac{\Delta Q}{\Delta t}$$

Que expresada de manera diferencial quedaría como:

$$\frac{dX}{dt} = \frac{dQ}{dm}$$

ó lo que es lo mismo:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \quad (2)$$

Donde:

$\dot{X}$ = Tasa de Exposición [ $Rh^{-1}$ ]

t= Tiempo de irradiación [s]

La unidad de razón o tasa de Exposición se asocia con la corriente de ionización en la cámara de ionización de la siguiente manera:

$$1 \frac{R}{h} = \frac{1R}{3600s} = \frac{3.33 \times 10^{-10} C}{3600 s} = 9.25 \times 10^{-14} A$$

Con lo cual, 1 R de Exposición genera  $9.25 \times 10^{-14}$  A de corriente de ionización por hora. Basados en esto y de acuerdo a lo expresado por Glenn F Knoll [3], la tasa de exposición detectada por una cámara de ionización puede expresarse como:

$$\dot{X} = \frac{I}{V(9.25 \times 10^{-14})} \quad (3)$$

Donde:

I= Corriente de ionización en la cámara de ionización [A]

V= Volumen del gas (aire) [ $cm^3$ ]

Lo cual nos conduce a que:

$$I = \dot{X} V (9.25 \times 10^{-14}) \quad (4)$$

Pero como:

$$\dot{X} = \frac{\Gamma A}{r^2} \quad (5)$$

Donde:

$\Gamma$ = Contante Gamma [ $\frac{Rm^2}{hCi}$ ]

A= Actividad de la sustancia en [Ci]

$r$  = Distancia de la fuente radiactiva al material irradiado [m]

En el caso del Cs-137 é irradiación en el aire, utilizaremos  $\Gamma=0.31 \left[\frac{Rm^2}{hCi}\right]$

Sustituyendo esta ecuación en la de la corriente de ionización, tenemos:

$$I = \frac{\Gamma A}{r^2} V (9.25 \times 10^{-14})$$

Pero como:

$$I = \frac{dQ}{dt} \quad (6)$$

Entonces:

$$\frac{dQ}{dt} = \frac{\Gamma A}{r^2} V (9.25 \times 10^{-14})$$

Con lo que:

$$dQ = \frac{\Gamma A}{r^2} V (9.25 \times 10^{-14}) dt$$

Integrando en ambos lados de la ecuación:

$$\int_0^Q dQ = \int_0^t \frac{\Gamma A}{r^2} V (9.25 \times 10^{-14}) dt$$

Lo cual implica que:

$$Q = (9.25 \times 10^{-14}) \frac{\Gamma A}{r^2} V t \quad (7)$$

Que es precisamente el modelo a utilizar para simular la cámara de ionización bajo la interacción de la radiación Gamma.

Para nuestro caso de estudio consideraremos los datos tomados en la sala de irradiación Gamma del ININ para calcular la actividad de la fuente radiactiva y el volumen sensible de la cámara de ionización.

Como podemos observar en nuestro modelo matemático, desconocemos los valores de la actividad de la fuente radiactiva y del volumen sensible del detector, por esta razón habrá que determinarlos. La forma más sencilla de obtener estos datos, es consultando el certificado de calibración de la fuente, emitida por el Laboratorio de Patrones Radiactivos que se encargó de elaborarla. Sin embargo, se propone obtenerlos deduciendo estos

valores de las ecuaciones de la tasa de Kerma y la tasa Exposición utilizados para el levantamiento dosimétrico.

Como se tratan de datos experimentales, es necesario aplicar los factores de corrección [31] por presión, temperatura y los debidos al factor de calibración de la cámara de ionización a las magnitudes del levantamiento dosimétrico, que es precisamente lo que realizaremos a continuación.

La tasa de Kerma para una cámara de ionización como la del ININ está dada como:

$$Ka = \frac{LC * fcámara * 3600}{1000} \quad (8)$$

Donde:

$LC$ = Lectura corregida del electrómetro [ $\frac{nC}{h}$ ]  
 $fcámara$ = Factor de calibración de la cámara de ionización

$LC$  está definido como:

$$LC = \frac{LE * fcalib * \phi_c}{t} \quad (9)$$

Donde:

$LE$ = Lectura del electrómetro [nC]  
 $fcalib$ = Factor de calibración del electrómetro  
 $\phi_c$ = Factor de corrección por Presión y Temperatura [ $\frac{°C}{HPa}$ ]  
 $t$ = tiempo de irradiación [s]

El factor de calibración por presión y temperatura se expresa como:

$$\phi_c = \frac{1013.25}{P_{correg}} * \frac{273.15 + T_{correg}}{293.15} \quad (10)$$

Donde:

$P_{correg}$ = Presión corregida por un factor de corrección [HPa]  
 $T_{correg}$ = Temperatura corregida por un factor de corrección [°C]

Para nuestro caso de estudio:

$$P_{correg} = P + 0.01$$

$$T_{correg} = T + 0.06$$

Donde:

$P$ = Presión en la sala de irradiación [HPa]

$T$ = Temperatura en la sala de irradiación [°C]

Sustituyendo  $LC$  en  $Ka$ :

$$Ka = \frac{\frac{LE * f_{calib} * \phi_c}{t} * f_{cámara} * 3600}{1000} \quad (11)$$

Si suponemos:

$Q$ = Lectura del electrómetro

Entonces:

$$Ka = \frac{\frac{Q * f_{calib} * \phi_c}{t} * f_{cámara} * 3600}{1000}$$

Lo cual implica:

$$Ka = \frac{Q * f_{calib} * f_{cámara} * 3600}{1000t}$$

Lo que simplificando nos daría:

$$Ka = 3.6 * \frac{Q * f_{calib} * f_{cámara}}{t} \quad (12)$$

Que es la ecuación que utilizaremos para calcular la tasa de Kerma en el aire en la sala de irradiación Gamma del ININ. La tasa de Exposición la calcularemos con la ecuación:

$$\dot{X} = \frac{Ka}{0.00878} \quad (13)$$

Estas ecuaciones son precisamente las utilizadas para el levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ. Los valores del levantamiento dosimétrico con los factores de corrección, la carga de ionización, la tasa de Kerma y la tasa de Exposición se muestran en las tablas III.2 y III.3.

Distancia r[cm]	Presión [hPa]		Temperatura [°C]		Tiempo de irradiación [s]	Q [nC]	fcalib	Φc	LC [nCh <sup>-1</sup> ]
	P	Pcorreg	T	Tcorreg					
40	710.576	710.586	16.9	16.96	10	21.11	0.999	1.411148	2.9759558
50	710.56	710.57	16.9	16.96	10	13.820	0.999	1.41118	1.948301
60	710.558	710.568	16.9	16.96	10	9.6102	0.999	1.411184	1.35482
80	710.702	710.712	16.9	16.96	30	15.64	0.999	1.410896	0.734813
100	710.672	710.682	16.9	16.96	30	10.07	0.999	1.410956	0.4731448
120	710.708	710.718	16.9	16.96	60	14.026	0.999	1.410884	0.3294886
140	710.708	710.718	16.9	16.96	60	10.35	0.999	1.410884	0.2431346
160	710.744	710.754	16.94	17.0	60	7.9474	0.999	1.411008	0.1867108
180	710.702	710.73	16.94	17.0	60	6.2948	0.999	1.411092	0.1478942
200	710.764	710.774	16.9	16.96	60	5.1094	0.999	1.410772	0.1200168
220	710.692	710.702	16.9	16.96	60	4.2144	0.999	1.410904	0.0990028
240	710.716	710.726	16.9	16.96	60	3.5402	0.999	1.410868	0.0831628
260	710.728	710.738	16.9	16.96	60	3.017	0.999	1.410844	0.070871
280	710.744	710.754	16.9	16.96	60	2.604	0.999	1.4108	0.0611676
300	710.748	710.758	16.9	16.96	60	2.2860	0.999	1.410768	0.0536968
320	710.764	710.774	16.9	16.96	60	1.9954	0.999	1.410772	0.0468708
340	710.738	710.748	16.9	16.96	60	1.7648	0.999	1.410824	0.0414556
360	710.692	710.702	16.9	16.96	60	1.5738	0.999	1.410916	0.0369716
380	710.724	710.734	16.9	16.96	60	1.4120	0.999	1.410852	0.033169
400	710.712	710.722	16.9	16.96	60	1.2726	0.999	1.410876	0.0298948

Tabla III.2.- Datos medidos y factores de corrección obtenidos del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ.

Distancia r[cm]	Tasa de Kerma [Gyh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Exposición [Rh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Dosis Equivalente [Svh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Dosis Equivalente [mSvh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Dosis Equivalente [μSvh <sup>-1</sup> ]
40	9.063712	1032.31339	10.876454	10876.4538	1.0876E+07
50	5.933746	675.82527	7.120495	7120.4950	7.1205E+06
60	4.126271	469.96249	4.951525	4951.5248	4.9515E+06
80	2.237905	254.88669	2.685486	2685.4861	2.6855E+06
100	1.441013	164.12453	1.729216	1729.2160	1.7292E+06
120	1.003430	114.28585	1.204116	1204.1157	1.2041E+06
140	0.740468	84.33573	0.888561	888.5612	8.8856E+05
160	0.568648	64.76633	0.682378	682.3781	6.8238E+05
180	0.450361	51.29394	0.540433	540.4330	5.4043E+05
200	0.365568	41.63646	0.438682	438.6818	4.3868E+05
220	0.301555	34.34566	0.361866	361.8659	3.6187E+05
240	0.253301	28.84974	0.303961	303.9609	3.0396E+05
260	0.215809	24.57959	0.258971	258.9705	2.5897E+05
280	0.186256	21.21371	0.223508	223.5076	2.2351E+05
300	0.163538	18.62615	0.196245	196.2451	1.9625E+05
320	0.142720	16.25510	0.171264	171.2638	1.7126E+05
340	0.126271	14.38169	0.151525	151.5255	1.5153E+05
360	0.112616	12.82645	0.135139	135.1395	1.3514E+05
380	0.101019	11.50559	0.121223	121.2229	1.2122E+05
400	0.091077	10.37318	0.109292	109.2918	1.0929E+05

Tabla III.3.- Magnitudes dosimétricas del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ.

Con las ecuaciones de tasa de Kerma y tasa de Exposición, así como de los valores de las magnitudes dosimétricas del levantamiento dosimétrico determinaremos la actividad de la fuente radiactiva y del volumen sensible del detector. Por otro lado, con la ecuación del modelo matemático Q generaremos un programa computacional en C++ que nos simule el comportamiento de la cámara de ionización dentro de la sala de irradiación Gamma del ININ y con los resultados del levantamiento dosimétrico validaremos el modelo.

Con los valores de la tasa de Exposición, se puede determinar la actividad de la fuente radiactiva que la había generado. De la ecuación de exposición, tenemos:

$$A = \frac{r^2 \dot{X}}{\Gamma}$$

Tomando en cuenta la  $\Gamma$  para el Cs-137, calculamos la actividad de la fuente radiactiva a las distintas distancias que se hicieron las mediciones. Los resultados se muestran en la tabla III.4.

Distancia [cm]	Actividad [Ci]
40	532.806911
50	545.020379
60	545.7628916
80	526.2176826
100	529.4339677
120	530.8762065
140	533.2194542
160	534.8445316
180	536.1044052
200	537.2446452
220	536.2354658
240	536.0467819
260	535.99364
280	536.501569
300	540.7591935
320	536.9426581
340	536.2978594
360	536.2283613
380	535.9564374
400	535.3899355

Tabla III.4.- Cálculos de actividad de la fuente de Cs-137 a distintas distancias de la misma.

Con estos datos se realizó el análisis estadístico correspondiente y se obtuvo lo siguiente:

$$A=535.8941488 \text{ [Ci]} \pm 4.39 \%$$

Del mismo modo, tomando en cuenta que:

$$Q = \dot{X} V (9.25 \times 10^{-14}) t$$

Procedemos a calcular el volumen sensible de la cámara de ionización con la ecuación siguiente:

$$V = \frac{Q}{(9.25 \times 10^{-14}) \dot{X} t}$$

Calculando el volumen a las distintas distancias de la fuente radiactiva, utilizando los datos de las tablas III.2 y III.3, obtenemos los resultados que se muestran en la tabla III.5.

Distancia [cm]	Volumen [cm <sup>3</sup> ]
40	22.1072107
50	22.1071055
60	22.1068822
80	22.18261791
100	22.11021612
120	22.1130368
140	22.1123937
160	22.10969749
180	22.1117387
200	22.1107321
220	22.10909184
240	22.11021222
260	22.1160566
280	22.11726234
300	22.1136355
320	22.11807565
340	22.11019581
360	22.10803204
380	22.11224408
400	22.10482198

Tabla III.5.- Cálculos de actividad de la fuente de Cs-137 a distintas distancias de la misma.

Con estos datos, haciendo el análisis estadístico correspondiente, se obtienen los siguientes resultados:

$$V=22.11456548 \text{ [cm}^3\text{]} \pm 0.0159 \%$$

Con estos valores de actividad de la fuente radiactiva y volumen sensible de la cámara de ionización, es factible desarrollar un programa de computadora que nos simule el comportamiento del instrumento. Esto es debido a que la vida media del Cs-137 es de más de 30 años y los tiempos de irradiación del instrumento son del orden de los segundos, por lo tanto, la actividad de la fuente radiactiva podemos considerarla constante para nuestros propósitos. Por otro lado, el volumen sensible de la cámara de ionización no varía, por lo tanto, también podemos considerarlo constante.

### III.4.- Generación de un modelo matemático y computacional para reproducir las medidas experimentales del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ.

Hasta este momento solo hemos mencionado que elaboraremos un programa que nos permita simular la carga de ionización producida dentro del volumen sensible de la cámara de ionización. Con las ecuaciones de la tasa de Kerma y tasa de Exposición fue factible determinar el volumen sensible de la cámara de ionización y la actividad de la fuente radiactiva. Tanto la actividad de la fuente como el volumen sensible del detector son valores fundamentales si queremos simular el comportamiento de la cámara de ionización de acuerdo a la ecuación (7). Sin embargo, el levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ involucra no solo a la carga de ionización, sino a la Dosis Absorbida, el Kerma, la Exposición y la Dosis Equivalente. En el caso de la Dosis Absorbida, debido a que la sala de irradiación Gamma trabaja con radiaciones electromagnéticas, podemos considerarla prácticamente igual a la Dosis Equivalente [32], [33], [34] y [35]. De hecho, el valor numérico es el mismo, aunque el concepto es totalmente diferente. Esto se abordará con mayor detalle cuando obtengamos los modelos de Dosis Absorbida.

Con la ecuación (7) podemos simular el comportamiento del instrumento de medición, que en este caso es una cámara de ionización, y con las ecuaciones (9) a (13) es factible diseñar un programa para simular el comportamiento dosimétrico de la tasa de Kerma y tasa de Exposición incluyendo los factores de corrección recomendados por el IAEA (International Atomic Energy Agency) para estos casos.

La última magnitud dosimétrica que nos faltaría sería la Dosis Equivalente. En este caso, como en el del Kerma y la Exposición, la magnitud dosimétrica adecuada para efectos prácticos en un laboratorio secundario de calibración dosimétrica es la tasa de Dosis Equivalente. Esta magnitud puede ser deducida a partir de la ecuación (7) y los factores de corrección, quedando definida como:

$$H = 1.2Ka \quad (14)$$

Donde:

H= Tasa de Dosis Equivalente [Svh<sup>-1</sup>]

Ka= Tasa de Kerma [Gyh<sup>-1</sup>]

Algunas ocasiones, es conveniente hacer el levantamiento dosimétrico en múltiplos de las unidades de medida, esto debido a que hay muchos instrumentos a calibrar que manejan este tipo de unidades. Por esta razón, el levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ, presenta en sus últimas columnas unidades del orden de los mSv y  $\mu$ Sv.

Ahora bien, con las ecuaciones (7) y (9) a (14), elaboraremos un programa en C++ que nos permita simular el levantamiento dosimétrico que experimentalmente se llevó a cabo en el ININ.

Estos dos pequeños programas serán nuestra base para construir uno más complejo que nos permita simular las condiciones dosimétricas en cada uno de los puntos de la sala de irradiación Gamma. Para esto, haremos una corrida de los programas para cada uno de los puntos del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ. Necesariamente tendremos que comparar los resultados obtenidos del programa contra los datos experimentales para, de esta manera obtener el error existente entre nuestro programa, nuestros modelos matemáticos propuestos y las condiciones reales de la sala. Si el error es de un valor lo suficientemente pequeño para considerarse despreciable, entonces tendremos validados nuestros modelos y es factible escalar nuestra propuesta para ser aplicada a toda la sala de irradiación Gamma.

### III.5.- Generación de un modelo computacional para la sala de irradiación Gamma completa.

Basándonos en los modelos anteriores, es posible desarrollar un modelo adecuado para simular la sala de irradiación Gamma del ININ completamente. Para esto utilizaremos un arreglo como el que se muestra en la figura III.20. En este caso, estamos considerando como sala completa al modelo simulado en GEANT4, ya que esto nos permite generar el modelo computacional que se va a aplicar a la sala real del ININ.

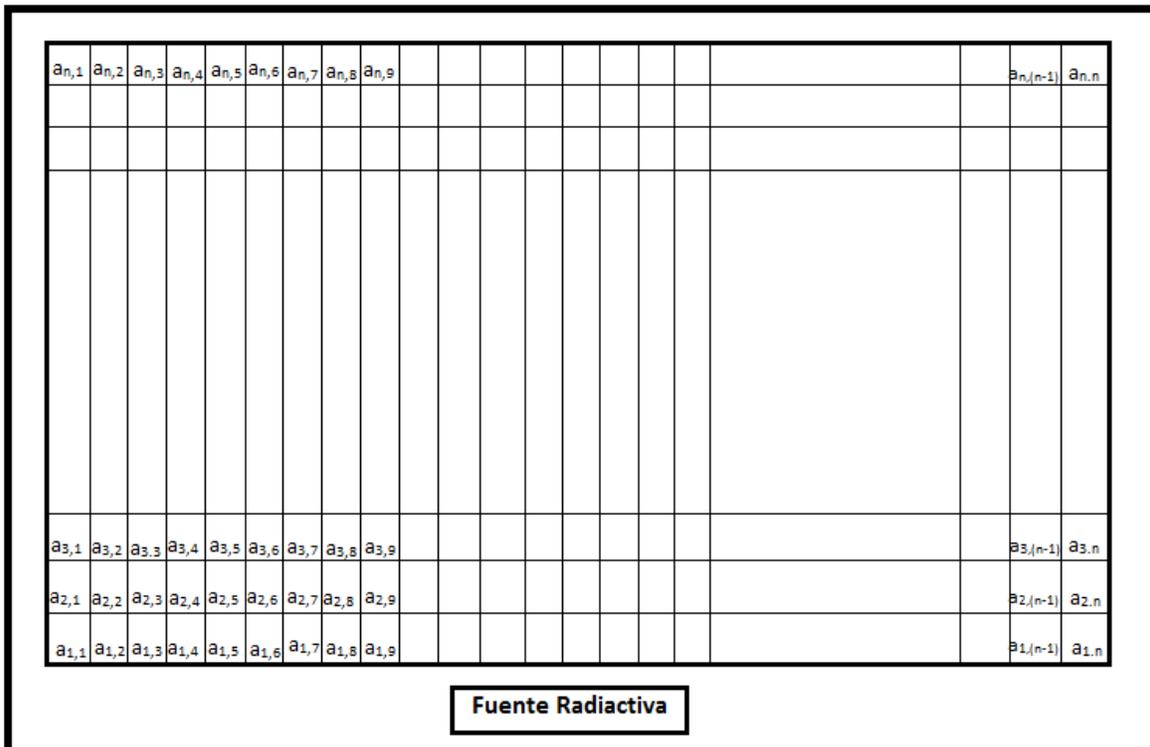


Fig. III.20.- Arreglo utilizado para la simulación de la sala de irradiación Gamma completa.

En este caso, se está haciendo una malla hipotética en la que se trazan líneas verticales y líneas horizontales, en la que los puntos de cruce los llamaremos nodos y los espacios rectangulares que forman la malla los llamaremos celdas. En todos y cada uno de los nodos

de la malla aplicaremos los modelos matemáticos y computacionales descritos con anterioridad y generaremos celdas de 2 cm por lado.

Con esta distribución, tomando una sala de 2 m de ancho por 4 m de largo, como la que se simuló con GEANT4-ROOT, estaremos hablando de más de 20,000 nodos aproximadamente. Las ecuaciones que se van a aplicar en cada nodo son las correspondientes a la carga de ionización, tasa de Kerma, tasa de Exposición, tasa de Dosis Equivalente, así como los factores de corrección correspondientes a cada magnitud medida.

### III.5.1.- Modelos Matemáticos.

Las ecuaciones (7) a (14) serán la base para la construcción de nuestro modelo, ya que estas serán aplicadas en cada nodo de la malla. La tabla III.6 muestra un resumen de estas ecuaciones.

Magnitud o Factor de corrección	Ecuación utilizada	Unidades
Carga de ionización	$Q = (9.25 \times 10^{-14}) \frac{\Gamma A}{r^2} V t$	[nC]
Tasa de Kerma	$Ka = 3.6 * \frac{Q * f_{calib} * f_{cámara}}{t}$	[Gyh <sup>-1</sup> ]
Lectura corregida del electrómetro	$LC = \frac{LE * f_{calib} * \phi_c}{t}$	[nCh <sup>-1</sup> ]
Factor de corrección por Presión y Temperatura	$\phi_c = \frac{1013.25}{P_{correg}} * \frac{273.15 + T_{correg}}{293.15}$	[°CHPa <sup>-1</sup> ]
Presión corregida	$P_{correg} = P + 0.01$	[HPa]
Temperatura corregida	$T_{correg} = T + 0.06$	[°C]
Tasa de Exposición	$\dot{X} = \frac{Ka}{0.00878}$	[Rh <sup>-1</sup> ]
Tasa de Dosis Equivalente	$H = 1.2Ka$	[Svh <sup>-1</sup> ]

Tabla III.6.- Ecuaciones que van a aplicarse en cada nodo de la sala de irradiación Gamma.

Como podemos observar, la magnitud que detona el proceso es la carga de ionización, la cual a su vez está determinada por los factores de corrección. Este es un punto muy importante a recalcar, ya que para aproximar los valores obtenidos por nuestro modelo computacional lo más cercanos a los reales, es indispensable incluirlos en todos los modelos matemáticos que simulemos.

Como la radiación Gamma se atenúa en el medio de acuerdo a la ley del cuadrado inverso [36] y [37], entonces las magnitudes dosimétricas en cada nodo estarán determinadas por la distancia existente entre cada punto y la fuente de radiación. De hecho, esta ley está presente en la ecuación de la carga de ionización. Por este motivo, necesitamos establecer una distribución cartesiana de los nodos con el fin de poder determinar un modelo matemático que nos permita calcular la distancia existente entre cada nodo y la fuente radiactiva.

La fuente radiactiva está colocada en el punto (0, 50), con lo cual se puede demostrar que hay simetría en la sala y puede demostrarse que la fuente es isotrópica, como se mencionó en la simulación hecha en GEANT4-ROOT. Obviamente estas aseveraciones debemos demostrarlas cabalmente con los resultados que se obtengan de la simulación computacional de la sala y datos experimentales de las mediciones realizadas en la sala de irradiación Gamma del ININ.

De acuerdo a la ecuación (7), la carga de ionización depende del inverso del cuadrado de la distancia, con lo cual necesitaríamos calcular la distancia existente entre la fuente radiactiva y todos y cada uno de los nodos de la malla. Para realizar esto necesitaríamos aplicar un esquema como el mostrado en la figura III.21. Esta nos presenta una muestra de algunos nodos presentes en la malla de la sala de irradiación Gamma.

Como puede observarse de acuerdo a la geometría, es necesario utilizar el teorema de Pitágoras en cada nodo para poder calcular la distancia existente entre la fuente radiactiva y el nodo. Si el tamaño de celda es de 2 cm por lado, entonces podríamos decir que tendríamos celdas cuadradas como las de la figura III.22.

Si tomamos como “a” el tamaño de celda sobre el eje “x” y “b” como el tamaño de la celda sobre el eje “y”, es fácil demostrar que:

$$r = \sqrt{(d_x)^2 + (d_y)^2} \quad (15)$$

$$d_x = a * x \quad (16)$$

$$d_y = b * abs(y) \quad (17)$$

Donde:

r= Distancia de la fuente radiactiva al punto analizado [m].

d\_x= Cateto adyacente del triángulo rectángulo que se forma [m].

d\_y= Cateto opuesto del triángulo rectángulo que se forma [m].

a= Tamaño de la celda en el eje x [m].

b= Tamaño de la celda en el eje y [m].

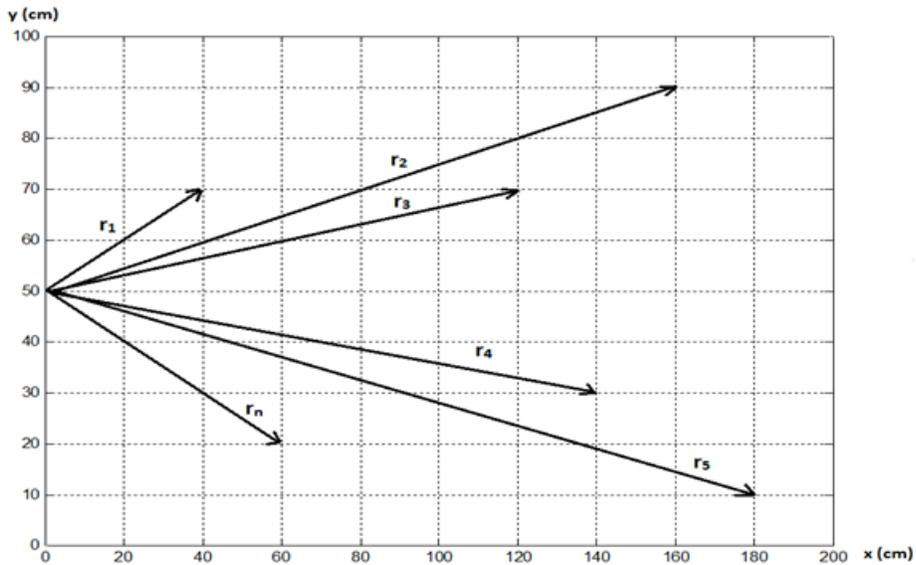


Fig. III.21.- Arreglo utilizado para el cálculo de la distancia de cada uno de los nodos a la fuente radiactiva.

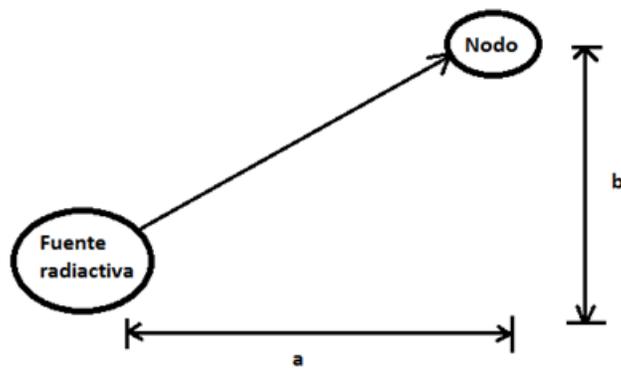


Fig. III.22.- Arreglo utilizado para calcular la distancia de la fuente radiactiva a un nodo, tomando en cuenta el tamaño de la celda.

Con estas ecuaciones y las que nos definen la carga de ionización, la tasa de Kerma, la tasa de Exposición y la tasa de Dosis Equivalente vamos a simular el comportamiento dosimétrico en la sala de irradiación Gamma completa. Si el modelo funcionará correctamente, entonces estaríamos en el momento adecuado para implementarlo en la sala de irradiación Gamma real.

### III.5.2.- Generación de algoritmos y programas.

Utilizando las ecuaciones (7) a (17), y con arreglo de la sala mostrado en la figura III.23, generaremos un modelo computacional que simule dosimétricamente la sala de irradiación Gamma de la aplicación construida en GEANT4-ROOT. Esta simulación tendrá las características de la sala de irradiación Gamma del ININ y se comprobará su funcionamiento demostrando las características de simetría de la sala y de comportamiento isotrópico de la fuente radiactiva que, en este caso, es de Cs-137.

Para generar este modelo, se elaborará un programa en C++ que nos permita definir el punto cartesiano en donde se encuentra cada uno de los nodos analizados, nos calcule las distancias existentes entre la fuente radiactiva y cada uno ellos, y a partir de esto nos simule las cantidades dosimétricas existentes en cada nodo analizado.

Para poder llevar a cabo esta tarea, nos vamos a basar en el siguiente algoritmo:

- 1) Definir las dimensiones de la sala y establecer el plano cartesiano donde se va a simular la sala, así como la fuente radiactiva a utilizar.
- 2) Establecer el punto donde se va colocar la fuente radiactiva.
- 3) Definir la distribución de cada punto dentro de la sala (en nuestro caso, la dividimos en celdas de 2 cm por lado).
- 4) Calcular la distancia de la fuente radiactiva a cada uno de los puntos de la sala. Dado que, para calcular la distancia se genera un triángulo rectángulo, entonces utilizamos las ecuaciones siguientes:

$$r = \sqrt{(d_x)^2 + (d_y)^2}$$

$$d_x = a * x$$

$$d_y = b * \text{abs}(y)$$

Donde:

r= Distancia de la fuente radiactiva al punto analizado [m].

d\_x= Cateto adyacente del triángulo rectángulo que se forma [m].

d\_y= Cateto opuesto del triángulo rectángulo que se forma [m].

a= Tamaño de la celda en el eje x [m].

b= Tamaño de la celda en el eje y [m].

- 5) Definir las variables que se van a aplicar en cada punto coordenado de la sala. Estas variables son: x, y, r, a, b,  $\Gamma$ , t, V, Q,  $\phi$ , fcalib, T, P, Tcorreg, Pcorreg, LC, fcámara, Ka, X y H.
- 6) Definir las ecuaciones de las variables Q, Tcorreg, Pcorreg,  $\Phi$ , LC, Ka, X y H.
- 7) Generar una matriz que cumpla con todos los puntos coordenados de la sala.
- 8) Aplicar todas las ecuaciones y variables en cada uno de los puntos de esta matriz.

En nuestro caso estamos hablando de una matriz con más de 20,000 nodos y cerca de 350,000 datos, evaluados con alrededor de 20 matrices que se ejecutan simultáneamente, razón por la cual la simulación computacional es conveniente.

### III.5.3.- Bases de Datos.

El hecho de estar manejando una gran cantidad de datos nos lleva a utilizar técnicas computacionales que nos permitan el uso adecuados de los mismos. Una de estas técnicas son las bases de datos [39] y [40]. Como habíamos dicho con anterioridad, el número de nodos que se están utilizando para la simulación dosimétrica de la sala de irradiación Gamma asciende a más de 20,000 y con las variables que se están calculando por cada nodo, los datos son cerca de 350,000, razón por la cual la mejor manera de tener disponible esta información para su uso es por medio de una base de datos.

Para nuestra aplicación, decidimos utilizar MySQL, ya que nos presenta la ventaja de ser una de las empresas líderes en la administración de bases de datos y además tiene la característica de que el software que maneja es libre. Para hacer uso de MySQL, lo primero que tenemos que hacer es generar una cuenta de usuario en el sistema [38] y posteriormente crear una tabla donde almacenaremos nuestros datos.

Por la cantidad de datos que se están manejando, haremos que nuestro programa computacional no solo simule las magnitudes dosimétricas de la sala, sino que al mismo tiempo que ejecuta el programa, descargue los datos en la tabla que creamos en MySQL.

En este caso, tenemos que generar un código tal, que con la primera parte nos conectemos a la base de datos de MySQL y con la segunda parte descarguemos los datos en la base y cerremos la misma. A nuestra cuenta le pondremos el nombre de usuario "fpc" y nuestra tabla de la base de datos se llamamos "Magnitudes\_Dosimetricas". La imagen de la tabla con los primeros datos de descarga se muestra en la figura III.23.

The screenshot shows the phpMyAdmin interface for a database named 'ipc' on a local server. The selected table is 'Magnitudes\_Dosimetricas'. The interface includes a navigation menu on the left, a toolbar with options like 'Browse', 'Structure', 'SQL', 'Search', 'Insert', 'Export', 'Import', 'Operations', and 'Triggers', and a main area displaying a table of data. The table has 14 rows and 17 columns. Each row includes action buttons for 'Edit', 'Copy', and 'Delete'.

	Numero	x	y	r	Q	P	T	Tiempo_de_irradiacion	Pcorreg	Tcorreg	Phi	Lectura_corregida	Ka	Exposicion	H	H1	H2	
Edit Copy Delete	1	0	0	1	20.3898	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	2	1	0	1.0002	20.3816	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.479267	1.45966	166.248	1.75159	1751.59	1751590
Edit Copy Delete	3	2	0	1.0008	20.3572	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.478693	1.45791	166.049	1.74949	1749.49	1749490
Edit Copy Delete	4	3	0	1.0018	20.3166	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.477739	1.455	165.718	1.746	1746	1746000
Edit Copy Delete	5	4	0	1.00319	20.2601	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.47641	1.45095	165.257	1.74114	1741.14	1741140
Edit Copy Delete	6	5	0	1.00499	20.1879	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.474712	1.44578	164.668	1.73494	1734.94	1734940
Edit Copy Delete	7	6	0	1.00717	20.1003	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.472653	1.43951	163.953	1.72741	1727.41	1727410
Edit Copy Delete	8	7	0	1.00975	19.9978	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.470242	1.43217	163.117	1.7186	1718.6	1718600
Edit Copy Delete	9	8	0	1.01272	19.8808	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.467491	1.42379	162.163	1.70855	1708.55	1708550
Edit Copy Delete	10	9	0	1.01607	19.7499	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.464412	1.41441	161.095	1.6973	1697.3	1697300
Edit Copy Delete	11	10	0	1.0198	19.6055	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.461018	1.40408	159.918	1.68489	1684.89	1684890
Edit Copy Delete	12	11	0	1.02391	19.4485	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.457324	1.39283	158.636	1.67139	1671.39	1671390
Edit Copy Delete	13	12	0	1.0284	19.2793	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.453346	1.38071	157.256	1.65685	1656.85	1656850
Edit Copy Delete	14	13	0	1.03325	19.0987	710	16.9		60	710.01	16.96	1.41229	0.4491	1.36778	155.783	1.64133	1641.33	1641330

Fig.III.23.- Tabla de la base de datos generada por el programa de simulación de la sala de irradiación Gamma.

Como puede observarse, la base de datos nos registra el número de evento, el punto cartesiano en el que se localiza el nodo, la distancia entre la fuente radiactiva y el nodo, la temperatura y presión de la sala, los factores de corrección y las magnitudes dosimétricas de la sala. Obviamente, esta información se obtiene para los más de 20,000 nodos utilizados en la sala de irradiación Gamma.

Un aspecto muy importante que debemos de tomar en cuenta es que, con la base de datos obtenida, los datos registrados se pueden importar, exportar, hacer operaciones con ellos, hacer análisis estadísticos y cualquier otro tipo de tarea que el operador de la sala de irradiación Gamma necesite.

Por ejemplo, si nosotros necesitáramos las magnitudes dosimétricas en la sala a un metro de distancia, podemos pedir a la base de datos que realice una búsqueda y nos entregue estos valores. Estos valores se muestran en la figura III.24. Este procedimiento podemos realizarlo para cualquier magnitud dosimétrica desconocida.

Actividades Firefox | sáb 16:18 | 127.0.0.1 / localhost / fpc / Magnitudes\_Dosimetricas | phpMyAdmin 4.4.15.8 - Mozilla Firefox

127.0.0.1 / localhost / base/index.php?token=7e36cda9b1ae95c797ca19d09caa5e0e#PMAURL-3:tbl\_select.php?db=fpc&table=Magnitudes\_Dosimetricas&server=1&target=&token=7e36cda9b1ae95c797ca19d09caa5e0e

Server: localhost Database: fpc Table: Magnitudes\_Dosimetricas

Browse Structure SQL Search Insert Export Import Operations Tracking Triggers

	Numero	x	y	r	Q	P	T	Tiempo_de_irradiacion	Pcorreg	Tcorreg	Phi	Lectura_corregida	Ka	Exposicion	H	H1	H2
Edit Copy Delete	1	0	0	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	417	14	2	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	2041	30	10	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	4061	40	20	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	7285	48	36	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	10101	50	50	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	12913	48	64	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	16121	40	80	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	18121	30	90	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	19713	14	98	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	20101	0	100	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	20302	0	0	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	20718	14	2	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	20837	0	0	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	21041	0	0	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	21457	14	2	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	23081	30	10	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	25101	40	20	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290
Edit Copy Delete	28325	48	36	1	20.3898	710	16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290

Console

Fig. III. 24.- Búsqueda de magnitudes dosimétricas en la sala de irradiación Gamma a un metro de distancia de la fuente radiactiva.

### III.6.- Modelos de Decaimiento Radiactivo.

Todos los procesos radiactivos, no importando del tipo del que se trate, tienden a decaer [41]. Este decaimiento se traduce en una menor cantidad de energía de radiación emitida por la fuente radiactiva conforme transcurre el tiempo. Como el modelo computacional que desarrollamos esta validado con datos del último levantamiento dosimétrico que se llevó a cabo en la sala de irradiación Gamma del ININ, la cual data del 29 de julio del 2009, es necesario elaborar adicionalmente, un modelo matemático y computacional que nos permita predecir las magnitudes dosimétricas que se tengan a futuro. Cabe señalar que este modelo es de suma importancia ya que, si es posible obtener una simulación dosimétrica en cualquier instante del futuro, a mediano, corto o largo plazo, los levantamientos dosimétricos podrían realizarse con mayor periodicidad, garantizando con esto medidas más confiables y por ende la calidad de los servicios de calibración y verificación de equipos sería mejor, con los beneficios que esto conlleva.

#### III.6.1.- Modelos Matemáticos.

Procederemos a deducir los modelos matemáticos que utilizaremos para encontrar las magnitudes dosimétricas decaídas en el transcurso de un instante de tiempo  $t$ .

Partiendo de que:

$$\frac{dN}{Ndt} = -\lambda$$

Donde:

$N$ = Número de núcleos radiactivos en un instante inicial.

$\lambda$ = Constante de decaimiento radiactivo del radioisótopo utilizado [ $s^{-1}$ ].

Esto nos llevaría a que:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N$$

Si tomamos en cuenta que la actividad de una sustancia radiactiva está definida como la desintegración del número de núcleos radiactivos por unidad de tiempo, tenemos:

$$A = \frac{dN}{dt}$$

Donde:

$A$ = Actividad radiactiva [Ci].

Lo cual nos conduce a que:

$$A = -\lambda N$$

Esto implica que podríamos escribir la actividad de la sustancia radiactiva como:

$$A = \frac{dN}{dt} = -\lambda N$$

Con lo cual, tenemos:

$$\frac{dN}{N} = -\lambda dt$$

Integrando en ambos lados de la ecuación, tendríamos:

$$\int_{N_0}^N \frac{dN}{N} = -\lambda \int_{t_0}^t dt$$

Lo cual nos conduce a que:

$$\ln N - \ln N_0 = -\lambda t$$

Aplicando propiedades de los logaritmos:

$$\ln \frac{N}{N_0} = -\lambda t$$

Aplicando exponenciales en ambos lados de la ecuación:

$$\frac{N}{N_0} = e^{-\lambda t}$$

Lo cual produce:

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad (18)$$

Donde:

$N_0$ = Número de núcleos radiactivos iniciales.

$N$ = Número de núcleos radiactivos después de un tiempo  $t$ .

$t$ = Tiempo transcurrido [s].

Esta expresión es la que define a la ley de decaimiento radiactivo. Si derivamos en ambos lados de la ecuación, tendríamos lo siguiente:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{dN_0}{dt} e^{-\lambda t}$$

Con lo cual, la ecuación (18) se convertiría en:

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (19)$$

Que es la misma ley de decaimiento radiactivo, en función de la actividad de la sustancia. De acuerdo a la ecuación (5):

$$\dot{X} = \frac{\Gamma A}{r^2}$$

Si aplicamos la ecuación (19) en esta ecuación, tenemos:

$$\frac{\Gamma A}{r^2} = \frac{\Gamma A_0}{r^2} e^{-\lambda t}$$

Lo que implica que:

$$\dot{X} = \dot{X}_0 e^{-\lambda t} \quad (20)$$

Que es la expresión del decaimiento radiactivo en función de la tasa de Exposición. De la ecuación (13) sabemos que:

$$\dot{X} = \frac{Ka}{0.00878}$$

Esto nos lleva a que:

$$Ka = 0.00878 \dot{X}$$

Nuevamente, si aplicamos (20) en esta ecuación:

$$0.00878 \dot{X} = 0.00878 \dot{X}_0 e^{-\lambda t}$$

Que es lo mismo que:

$$Ka = Ka_0 e^{-\lambda t} \quad (21)$$

Que es la misma ley de decaimiento radiactivo en función de la tasa de Kerma. Del mismo modo, en el caso de la tasa de Dosis Equivalente tenemos, de acuerdo a la ecuación (14):

$$H = 1.2 Ka$$

Si:

$$Ka = 0.0078 \dot{X}$$

Entonces:

$$H = (1.2)(0.0078) \dot{X}$$

Entonces, aplicando (20) en esta ecuación, tendríamos:

$$(1.2)(0.0078) \dot{X} = (1.2)(0.0078) \dot{X}_0 e^{-\lambda t}$$

Lo cual nos conduce a que:

$$H = H_0 e^{-\lambda t} \quad (22)$$

Que es la misma ley de decaimiento radiactivo, pero ahora en función de la tasa de Dosis Equivalente.

Las ecuaciones (18) a (22) nos permiten calcular el decaimiento radiactivo en cada una de las magnitudes dosimétricas de interés en la sala de irradiación Gamma. Sin embargo, nos está faltando un dato muy importante para poder realizar estos cálculos: El tiempo transcurrido de decaimiento. Para esto, lo primero que vamos a hacer es poner la  $\lambda$  en función de la vida media y el tiempo transcurrido.

Tomando en consideración la definición de vida media, que nos dice que una vida media es el tiempo transcurrido para que la actividad radiactiva se reduzca a la mitad, la ecuación (19) se transforma en:

$$\frac{A}{2} = A e^{-\lambda t}$$

Si hacemos:

$$t = T_m$$

Donde:

$T_m$  = Vida media del radioisótopo.

Entonces:

$$\frac{A}{2} = A e^{-\lambda T_m}$$

Lo cual nos conduce a que:

$$\frac{1}{2} = e^{-\lambda T_m}$$

Aplicando logaritmos naturales en ambos lados de la ecuación:

$$\ln 1 - \ln 2 = \ln (e^{-\lambda T_m})$$

Lo que implica que:

$$-\ln 2 = -\lambda T_m$$

Con lo cual nos queda:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_m} \quad (23)$$

Si sustituimos (23) y haciendo  $T_x$ = Tiempo de decaimiento transcurrido, las ecuaciones (20), (21) y (22) se convierten en:

$$\dot{X} = \dot{X}_0 e^{-\left(\frac{\ln 2}{T_m}\right)T_x} \quad (24)$$

$$Ka = Ka_0 e^{-\left(\frac{\ln 2}{T_m}\right)T_x} \quad (25)$$

$$H = H_0 e^{-\left(\frac{\ln 2}{T_m}\right)T_x} \quad (26)$$

Para el cálculo del tiempo transcurrido es necesaria la consideración del día en que se está haciendo el levantamiento dosimétrico y el día en que se quiere trasladar este levantamiento decaído. Una ecuación empírica que nos proporciona una excelente aproximación, es la siguiente:

$$T_x = ((Fecha\ del\ levantamiento\ dosimétrico\ decaído) - (Fecha\ del\ levantamiento\ dosimétrico)) * (365.242)$$

Lo cual se traduce como:

$$T_x = \left( \left( \text{año} + \left( \frac{\text{mes}}{12} \right) + \left( \frac{\text{día}}{365.242} \right) \right) - \left( 2009 + \left( \frac{7}{12} \right) + \left( \frac{29}{365.242} \right) \right) \right) * (365.242) \quad (27)$$

Con  $T_x$  dado en días. Por esta razón, para que las ecuaciones (18) a (22) y (24) a (26) funcionen adecuadamente, es necesario que también la vida media del radioisótopo ( $T_m$ ), se exprese en días. Cabe señalar que en este caso se está utilizando un año de 365.242 días, esto considerando los años bisiestos.

### III.6.2.- Generación de algoritmos y programas.

Con los modelos matemáticos generados, vamos a mejorar nuestro modelo computacional, ya que ahora el programa va a incluir no solo la reproducción del levantamiento dosimétrico en la línea central de la sala de irradiación Gamma, sino que además incluye la simulación de los valores de las magnitudes dosimétricas de la sala completa y además, la simulación de los valores de las magnitudes dosimétricas decaídas.

Para obtener estos resultados, primero deberemos actualizar el algoritmo inicial descrito en la sección III.4.2, el cual quedaría ahora como sigue:

- 1) Definir las dimensiones de la sala y establecer el plano cartesiano donde se va a simular la sala, así como la fuente radiactiva a utilizar.
- 2) Establecer el punto donde se va colocar la fuente radiactiva.
- 3) Definir la distribución de cada punto dentro de la sala (en nuestro caso, la dividimos en celdas de 2 cm por lado).
- 4) Calcular la distancia de la fuente radiactiva a cada uno de los puntos de la sala. Dado que, para calcular la distancia se genera un triángulo rectángulo, entonces utilizamos las ecuaciones siguientes:

$$r = \sqrt{(d_x)^2 + (d_y)^2}$$

$$d_x = a * x$$

$$d_y = b * abs(y)$$

Donde:

r= Distancia de la fuente radiactiva al punto analizado [m].

d\_x= Cateto adyacente del triángulo rectángulo que se forma [m].

d\_y= Cateto opuesto del triángulo rectángulo que se forma [m].

a= Tamaño de la celda en el eje x [m].

b= Tamaño de la celda en el eje y [m].

- 5) Definir las variables que se van a aplicar en cada punto coordenado de la sala. Estas variables son: x, y, r, a, b,  $\Gamma$ , t, V, Q,  $\phi$ , fcalib, T, P, Tcorreg, Pcorreg, LC, fcámara, Ka, X, H, T<sub>m</sub>, T<sub>x</sub>, Kad, Xd y Hd.
- 6) Definir las ecuaciones de las variables Q, Tcorreg, Pcorreg,  $\Phi$ , LC, Ka, X, H, T<sub>m</sub>, T<sub>x</sub>, Kad, Xd y Hd.
- 7) Generar una matriz que cumpla con todos los puntos coordenados de la sala.
- 8) Aplicar todas las ecuaciones y variables en cada uno de los puntos de esta matriz.

En este caso, Kad, Xd y Hd son los valores de las magnitudes dosimétricas con decaimiento, que de acuerdo a los modelos matemáticos que estamos utilizando, también incluyen los factores de corrección aplicables a las mediciones reales.

Como se están adicionando a nuestro modelo las variables dosimétricas con decaimiento, es necesario construir una nueva base de datos que no solo nos maneje los valores del levantamiento dosimétrico, sino que además nos guarde los valores dosimétricos con tiempo de decaimiento.

### III.6.3.- Bases de Datos.

En el caso de los modelos de decaimiento radiactivo se incorporan tres nuevas magnitudes dosimétricas, que son la tasa de Kerma con decaimiento, la tasa de Exposición con decaimiento y la tasa de Dosis Equivalente con decaimiento. Debido esto, es necesario generar una base de datos más completa que nos permita acceder no solo a los datos del

último levantamiento dosimétrico realizado en el ININ, sino que además nos proporcione información de la vida media, el tiempo de decaimiento transcurrido y las magnitudes dosimétricas decaídas. Por esta razón se generó una nueva tabla en MySQL, la cual ahora maneja estas nuevas variables.

Para realizar esta tarea, se creó una nueva tabla la cual lleva por nombre `Magnitudes_Dosimetricas_con_Tiempo_de_Decaimiento`. En esta nueva tabla se descargan automáticamente los resultados del programa creado inicialmente con los valores del levantamiento dosimétrico inicial y los de los valores dosimétricos con decaimiento. Esta tabla se muestra en la figura III.25.

The screenshot shows the phpMyAdmin interface for a database named 'fpc'. The selected table is 'Magnitudes\_Dosimetricas\_con\_Tiempo\_de\_Decaimiento'. The table contains 14 rows of data, all with identical values. The columns are: T, Tiempo\_de\_irradiacion, Pcorreg, Tcorreg, Phi, Lectura\_corregida, Ka, Exposicion, H, H1, H2, Tm, Tx, Kad, Exposicion\_d, Hd, H1d, and H2d.

T	Tiempo_de_irradiacion	Pcorreg	Tcorreg	Phi	Lectura_corregida	Ka	Exposicion	H	H1	H2	Tm	Tx	Kad	Exposicion_d	Hd	H1d	H2d
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760
16.9	60	710.01	16.96	1.41229	0.479459	1.46024	166.314	1.75229	1752.29	1752290	11041.3	3162.43	1.1973	136.367	1.43676	1436.76	1436760

Fig. III.25.- Tabla de la base de datos generada por el programa de simulación de la sala de irradiación Gamma con valores decaídos.

En base a todo lo discutido a lo largo de este trabajo, podemos definir un programa para simular el comportamiento dosimétrico de la sala en cada uno de los nodos, el cual nos manejará los valores dosimétricos base, los valores dosimétricos decaídos, el tiempo transcurrido de decaimiento y la vida media del radioisótopo utilizado. El programa además debe tener la capacidad de descargar automáticamente los valores calculados en la base de datos. En general, el esqueleto del código que define al programa, se presenta en la dirección siguiente:

<http://olimpia.cuautitlan2.unam.mx/tet/Codigos Sala de Irradiacion Gamma ININ.pdf>

De acuerdo a lo descrito en los comentarios del esqueleto del programa, este se conecta con la base de datos y registra los resultados de manera automática en la misma. Este esqueleto de programa puede adaptarse a cualquier aplicación del mismo tipo con las debidas variantes del usuario. En la parte donde dice *“Aquí se coloca el código de cálculos de simulación del programa con magnitudes dosimétricas del levantamiento dosimétrico inicial”* y *“Aquí se coloca el código de cálculos de simulación del programa con magnitudes dosimétricas con decaimiento”*, hay que insertar un código adecuado para simular las variables dosimétricas base y las que tienen decaimiento. Esto obviamente depende del usuario y su aplicación, nosotros lo elaboramos con una serie de matrices y basándonos en los algoritmos y modelos matemáticos descritos, además de que generamos automáticamente un archivo de descarga txt, que permita al usuario de la sala de irradiación Gamma descargar los valores en una hoja de cálculo y la administración de los mismos sea más eficiente.

### **III.7.- Modelo de Tasa de Dosis Absorbida.**

Hasta el momento solo hemos hablado de los modelos para las tasas de Kerma, de Exposición y de Dosis Equivalente. Esto se debe a que la Dosis Absorbida está definida como la cantidad de energía de radiación por unidad de masa de material irradiado. La dosis absorbida se mide en [Gy], lo cual indica que también puede expresarse en unidades de [JKg<sup>-1</sup>]. La dosis absorbida indica que algún material se ha irradiado, pero de ninguna manera puede cuantificar los daños en tejido vivo, si este fuera el caso. Por tal razón es necesario relacionar de alguna manera a la dosis absorbida con la dosis equivalente.

La dosis absorbida puede relacionarse con la dosis equivalente por medio de la siguiente expresión:

$$H(10) = DQ \quad (28)$$

Donde:

H(10)= Dosis Equivalente [Sv].

D= Dosis Absorbida en [Gy].

Q= Factor de calidad que pondera el daño en tejido vivo producido por la radiación ionizante.

Este factor depende del tipo de radiación y de los factores de dispersión y absorción que en un momento dado pudieran afectar a la dosis absorbida [33]. La tabla III.7 muestra los factores de calidad recomendados por la comisión internacional de protección radiológica (ICRP) para los distintos tipos de radiación.

Tipo y energía de la radiación	Factor de calidad (Q)
Fotones de todas las energías	1
Electrones y muones de todas las energías	1
Neutrones con energía menor a 10 KeV	5
Neutrones con energía del rango de los 10 KeV a los 100 KeV	10
Neutrones con energía mayor a los 100 KeV pero menor a los 2 MeV	20
Neutrones con energía mayor a los 2 MeV pero menor a los 20 MeV	10
Neutrones con energía mayor a los 20 MeV	5
Protones con energía mayor a 2 MeV	5
Partículas Alfa, fragmentos de fisión y núcleos pesados	20

**Tabla III.7.- Factores de calidad por tipo de radiación.**

De acuerdo a la tabla III.7, hay que ser muy cuidadosos en el uso de los factores de calidad o ponderación, ya que analizando el comportamiento de los mismos, una partícula Alfa puede producir un daño 20 veces mayor que un rayo Gamma con una dosis absorbida de la misma magnitud. Como podemos observar, el factor de calidad para los fotones de todas las energías y no importando el tipo de fotón, es de magnitud 1. Por esta razón, el factor de calidad para los rayos Gamma es de 1, con lo que la ecuación (28) se convierte en:

$$H(10) = D \quad (29)$$

Esto indica que para rayos X, Gamma y rayos Cósmicos, la dosis equivalente es igual a la dosis absorbida. Esto es válido solamente en valor numérico ya que, conceptualmente hablando, son dos magnitudes totalmente distintas.

Si trasladamos el concepto de dosis absorbida y dosis equivalente a tasas de dosis, tendríamos lo siguiente:

$$H = Q \frac{dD}{dt}$$

Lo que también podría expresarse como:

$$H = Q\dot{D} \quad (30)$$

Donde:

H= Tasa de dosis equivalente [ $\text{Sv h}^{-1}$ ].

$\dot{D}$ = Tasa de dosis absorbida [ $\text{Gy h}^{-1}$ ]

Q=Factor de calidad.

Como el factor de calidad es igual a 1 para el caso de los rayos Gamma, nuevamente la ecuación (30) se convierte en:

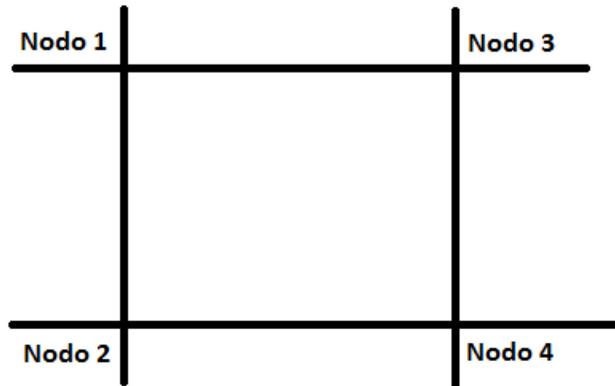
$$H = \dot{D}$$

Que nos indica nuevamente que la tasa de dosis equivalente es igual en magnitud que la de la tasa de dosis absorbida. Por esta razón no es necesario que generemos un programa adicional para simular la tasa de dosis absorbida, porque el programa de tasa de dosis equivalente nos entrega su valor, aunque hay que hacer hincapié que nos da el valor numérico, pero que las unidades y el concepto son totalmente distintos.

### **III.8.- Modelos de búsqueda aleatoria de las magnitudes dosimétricas en la sala de irradiación Gamma.**

Con el modelo computacional construido hasta el momento, podemos encontrar todas las magnitudes dosimétricas en cada uno de los nodos de las celdas del modelo propuesto. Sin embargo, ahora surge un problema distinto: El comportamiento de las magnitudes dosimétricas dentro del interior de cada una de las celdas. Para comenzar con nuestro análisis, empezaremos por extraer una celda cualquiera del modelo de la sala computacional de la sala de irradiación Gamma. La figura III.26 muestra una celda del modelo propuesto para la sala de irradiación Gamma del ININ.

En esta figura puede apreciarse que, aunque la celda sea de 2 cm por lado, la cantidad de valores que pueden tomar las magnitudes dosimétricas en el interior de la celda es infinito. Esto no representa ningún problema cuando se trata de calibrar y verificar instrumentos de gran tamaño como los monitores de radiación, los detectores de cuerpo entero o bien algunos dosímetros de cristal termoluminiscente. El problema comienza cuando los instrumentos de medición son tan pequeños como un grano de sal de mar. Estos instrumentos son dosímetros de cristal termoluminiscente construidos para dosimetría de haces puntuales [42] orientados en algún lugar del cuerpo o bien para determinar las dosis recibidas por algún órgano del cuerpo en particular. Estos dosímetros son de amplio uso en el caso de la dosimetría de las manos cuando se está trabajando con material radiactivo o bien en la dosimetría de los ojos. La figura III.27 muestra un ejemplo de un dosímetro de anillo.



**Fig. III.26.- Celda extraída de la malla hipotética del modelo propuesto para la simulación computacional de la sala de irradiación Gamma del ININ.**



**Fig. III.27.- Dosímetro de anillo.**

Como puede verse en esta figura, el cristal termoluminiscente se coloca dentro del compartimiento superior del anillo, y tomando en cuenta que la calibración siempre se hace considerando el centro de masa del cristal, entonces las pequeñas distancias juegan un papel muy importante.

Por esta razón, se desarrolló un método que nos permitiera conocer el comportamiento de las magnitudes dosimétricas dentro de cada una de las celdas del modelo de la sala. Este método está basado en la interpolación lineal de los valores dosimétricos de los nodos más cercanos a los valores buscados.

Como estamos manejando una gran cantidad de datos, hay que construir un modelo que realice lo siguiente:

- a) Ordene los valores de la magnitud dosimétrica analizada.
- b) Realice una búsqueda de la magnitud dosimétrica desconocida.
- c) Encuentre los valores superior e inferior a la magnitud dosimétrica desconocida.
- d) Realice una interpolación lineal para encontrar las coordenadas de la magnitud dosimétrica buscada.

Este procedimiento deberá realizarse dependiendo de la magnitud dosimétrica buscada. Estas magnitudes son la tasa de Kerma, la tasa de Exposición, la tasa de Dosis Absorbida, la tasa de Dosis Equivalente y la carga de ionización. El modelo construido se presenta a continuación.

### **Modelo de ordenación.**

El modelo de ordenación está basado en el algoritmo de ordenación por intercambio o algoritmo de la burbuja [43]. En este caso, de un vector de elementos se intercambian los elementos hasta que al final nos quede el elemento más alto. Posterior a esto se repite el intercambio con los elementos restantes hasta que nos quede el elemento de mayor valor de estos, como el que le sigue en valor al elemento de valor mayor. Este procedimiento se repite con los elementos restantes cuantas veces sea necesario, hasta que los elementos hayan quedado ordenados de manera ascendente del valor menor hasta el elemento de mayor valor. Este algoritmo podría definirse como sigue:

- a) Se considera un vector de elementos  $v[N]$ , donde  $N$  es el número de elementos a ordenarse.
- b) Se comparan los dos primeros elementos, si el segundo es mayor al primero, se dejan tal como están, pero si el primero es el más grande, se intercambian los elementos.
- c) A continuación, se compara el segundo elemento con el tercero aplicando los mismos criterios del paso anterior.
- d) De esta forma se repite la operación de comparación con todos los elementos que forman el vector. Cuando se alcance el último elemento se ha encontrado el elemento que tiene el valor más elevado y este ha quedado situado al final del vector.
- e) Para encontrar el segundo elemento de la lista, se repite la operación de ordenación de todos los elementos del vector con excepción del último.
- f) Repetir este procedimiento hasta que solo se comparen los dos primeros elementos de la lista. En este momento el vector ha quedado ordenado.

Un pseudocódigo que podría definir al proceso de intercambio en este algoritmo es el siguiente:

```

since  $j \leftarrow 1$  until  $n-1$  do
  if element  $[j] >$  element  $[j+1]$  then
    to exchange (element  $[j]$ , element  $[j+1]$ )
  End_if
fin_since

```

Para aplicar correctamente este algoritmo, es necesario utilizar una variable auxiliar que ha de utilizarse de la siguiente forma:

```
aux ← V[j]
V[j] ← V[j+1]
V[j+1] ← aux
```

Con lo cual, el Pseudocódigo del algoritmo quedaría como sigue:

```
start
// Ordinations
since i ← 1 until n-1 do
    // Comparisons
    since j ← 1 until n-i do
        if element [j] > element [j+1] then
            // Exchange the elements
            aux ← V[j]
            V[j] ← V[j+1]
            V[j+1] ← aux
        End_if
    End_since
End_since
End
```

Como el objetivo es encontrar valores dentro de la celda, es primordial ordenar estos datos para poder proceder con la búsqueda. Cabe señalar que, en este caso  $v[N]$  será el vector de valores de la magnitud dosimétrica analizada.

### Modelo de Búsqueda.

Con los valores ordenados de la magnitud dosimétrica analizada, es posible aplicar un algoritmo de búsqueda para encontrar en qué punto de la celda se encuentra la magnitud dosimétrica desconocida. El algoritmo que vamos a utilizar es el de búsqueda binaria [44]. Este algoritmo consiste en ir dividiendo el arreglo en mitades. El algoritmo quedaría como sigue:

- a) Se determina un vector ordenado de datos, en el cual se va a buscar alguno de ellos. Este vector será de la forma  $v[N]=[v(0), v(1), v(2), \dots, v(N)]$ .
- b) Se determina un índice arriba y un índice abajo. Estos índices los llamaremos índice alto e índice bajo. Se determina el índice central, de acuerdo a la siguiente ecuación:

$$\text{índice central} = \frac{\text{índice bajo} + \text{índice alto}}{2}$$

- c) Si el índice central  $< v[N]_{\text{buscado}}$ , hacer que:
 
$$\text{índice bajo} = \text{índice central} + 1$$
 y regresar al inciso b).
- d) Si el índice central  $> v[N]_{\text{buscado}}$ , hacer que:

$$\text{índice alto} = \text{índice central} - 1$$

y regresar al inciso b).

e) Si el índice central=  $v[N]_{\text{buscado}}$ , la búsqueda termina.

Un pseudocódigo que define a este algoritmo es el siguiente:

**//Input data**

vec: Vector in which you want to find the data  
tam: Vector size. Valid subscripts range from 0 to tam-1 inclusive.  
data: element to be searched.

**Variables**

*center: central subscript of the interval*  
*inf: lower limit of the interval*  
*sup: upper limit of the interval*

*inf = 0*  
*sup = tam-1*

*While inf <= sup:*  
*center = ((sup - inf) / 2) + inf // Whole division: the fraction is truncated*

*if vec [center] == True return data and / or pos, otherwise:*

*if data < vec [center] then:*

*sup = center - 1*

*Otherwise:*

*inf = center + 1*

*End (While)*

*Return False*

Si el valor no se encuentra en el vector de datos, entonces el programa tiene que proporcionarnos los índices superior e inferior al valor buscado para proceder a realizar la interpolación.

**Modelo de interpolación.**

Cuando se han encontrado los valores superior e inferior a la magnitud dosimétrica desconocida, es posible hacer una interpolación lineal para encontrar esta. El decaimiento radiactivo es un fenómeno que puede describirse por medio de una función de comportamiento igual a una exponencial invertida. Un ejemplo de este tipo de comportamiento se presenta en la figura III.28.

Todos los procesos de decaimiento radiactivo, no importando el tipo de decaimiento del que se trate, se comportan de esta manera. Por consecuencia, también las magnitudes dosimétricas que de estos procesos se deriven, tendrán el mismo comportamiento. Como puede observarse en la curva de comportamiento de las magnitudes dosimétricas, si tomamos dos puntos cualesquiera de la curva y si tratamos de encontrar uno intermedio, el comportamiento puede aproximarse a una recta, por esta razón una interpolación lineal es adecuada para encontrar las magnitudes dosimétricas en nuestro análisis [45].

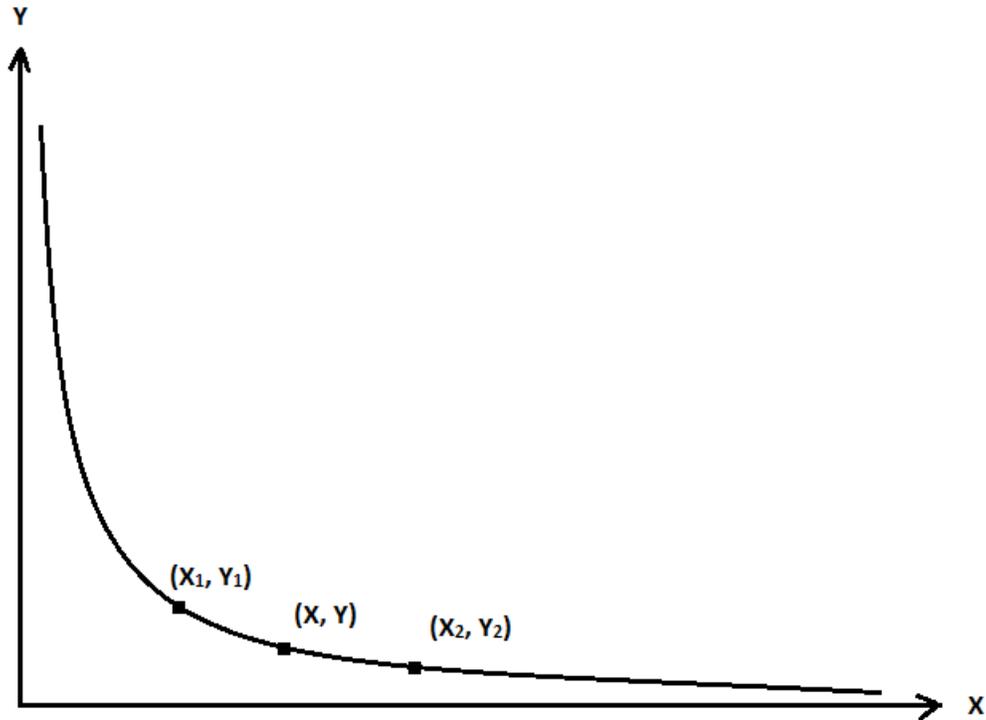


Fig. III.28.- Curva de comportamiento de las magnitudes dosimétricas.

Si tomamos los puntos  $(X_1, Y_1)$  y  $(X_2, Y_2)$  y si tomamos al punto  $(X, Y)$  como la magnitud dosimétrica desconocida, entonces si ajustamos la curva a una recta, tendríamos:

$$\frac{Y - Y_1}{X - X_1} = \frac{Y_2 - Y_1}{X_2 - X_1}$$

Con lo cual, nuestra ecuación podría expresarse como:

$$Y - Y_1 = \left( \frac{X - X_1}{X_2 - X_1} \right) (Y_2 - Y_1)$$

Lo que nos produciría la expresión siguiente:

$$Y = Y_1 + \left( \frac{X - X_1}{X_2 - X_1} \right) (Y_2 - Y_1) \quad (31)$$

La cual es la expresión de interpolación lineal utilizada para encontrar las magnitudes dosimétricas aleatoriamente dentro de una celda. En este caso, los valores de las abscisas son los de la magnitud dosimétrica que se busca, los valores de las ordenadas son los de la distancia de la fuente radiactiva al punto donde se está localizando la magnitud dosimétrica desconocida. Encontrando la distancia, con ayuda de los valores de la base de datos creada es fácil encontrar las coordenadas en donde se encuentra la magnitud dosimétrica desconocida.

En este caso, un pseudocódigo que nos permite hacer la interpolación lineal es el siguiente:

```
Start
    Input data  $X_1, X_2, Y_1, X$ 
    Calculate  $Y$ 
    Write  $Y$ 
End
```

Lo que implica que después de haber hecho el ordenamiento de datos y la búsqueda correspondiente, la interpolación puede hacerse por medio de un programa muy sencillo.

#### **IV.- RESULTADOS Y DISCUSIÓN.**

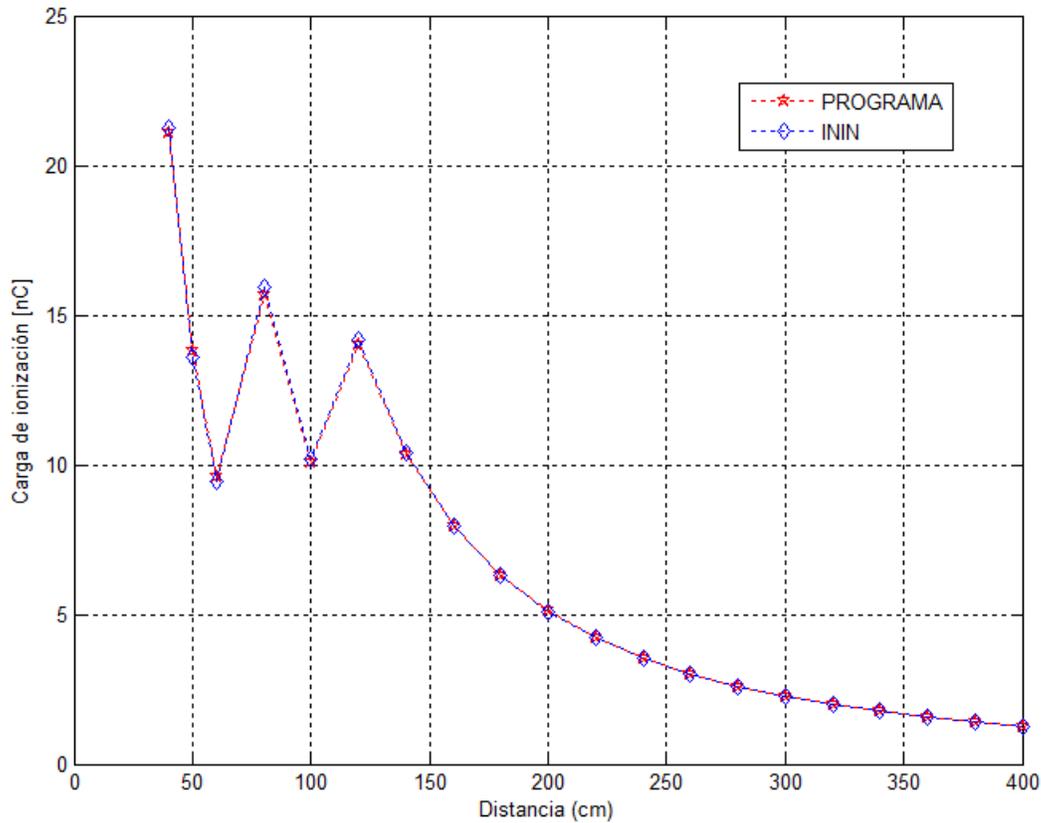
En este capítulo se presentan los resultados de todos los procedimientos mostrados en el capítulo anterior. Estos resultados se presentan para la primera aproximación de la sala de irradiación Gamma realizada con GEANT4-ROOT, para la simulación del levantamiento dosimétrico por medio de la Cámara de ionización simulada, para la simulación de la sala de irradiación Gamma completa, para el modelo de decaimiento radiactivo y para el modelo de búsqueda e interpolación lineal. Finalmente se hace una discusión de los resultados obtenidos.

##### **Modelo GEANT4-ROOT.**

Empecemos primero, con el caso de la simulación en GEANT4-ROOT. Esta aplicación nos permitió encontrar dos características fundamentales para poder obtener la propuesta de nuestro modelo computacional. La primera es que se trata de una fuente radiactiva de tipo isotrópico y la segunda es que hay simetría en la forma de irradiación de los rayos Gamma, esto debido al carácter isotrópico de la fuente de radiación. El experimento se llevó a cabo con una fuente radiactiva de Co-60, debido a que la plataforma no cuenta con la información para realizarlo con fuentes de Cs-137. Sin embargo, el comportamiento que presenta el Co-60 es muy similar al del Cs-137, ya que los dos radioisótopos emiten dos rayos Gamma del orden de los KeV y su forma de desintegración radiactiva es la misma.

##### **Modelo de la Cámara de Ionización.**

En el caso del programa en C++ propuesto para la simulación de la cámara de ionización, comparando los datos de las tablas III.2 y III.3, es posible graficar los resultados experimentales del levantamiento dosimétrico realizado en el ININ contra los arrojados por el programa en C++ construido para la simulación de la cámara de ionización. La figura IV.1 muestra los resultados experimentales del ININ contra los del programa C++ desarrollado.



**Fig. IV.1.- Comparación entre la carga de ionización medida por la cámara de ionización de la sala de irradiación Gamma del ININ contra la obtenida por el programa C++ propuesto.**

En esta figura, se puede apreciar que le error existente entre los valores experimentales del levantamiento dosimétrico llevado a cabo en el ININ, contra los del programa C++ propuesto. La tabla IV.1. muestra los errores existentes entre los medidos experimentalmente en la sala de irradiación Gamma del ININ y los obtenidos por el programa C++ propuesto. Con estos valores podemos deducir que el error promedio es:

$$0.52 \pm 0.63 \%$$

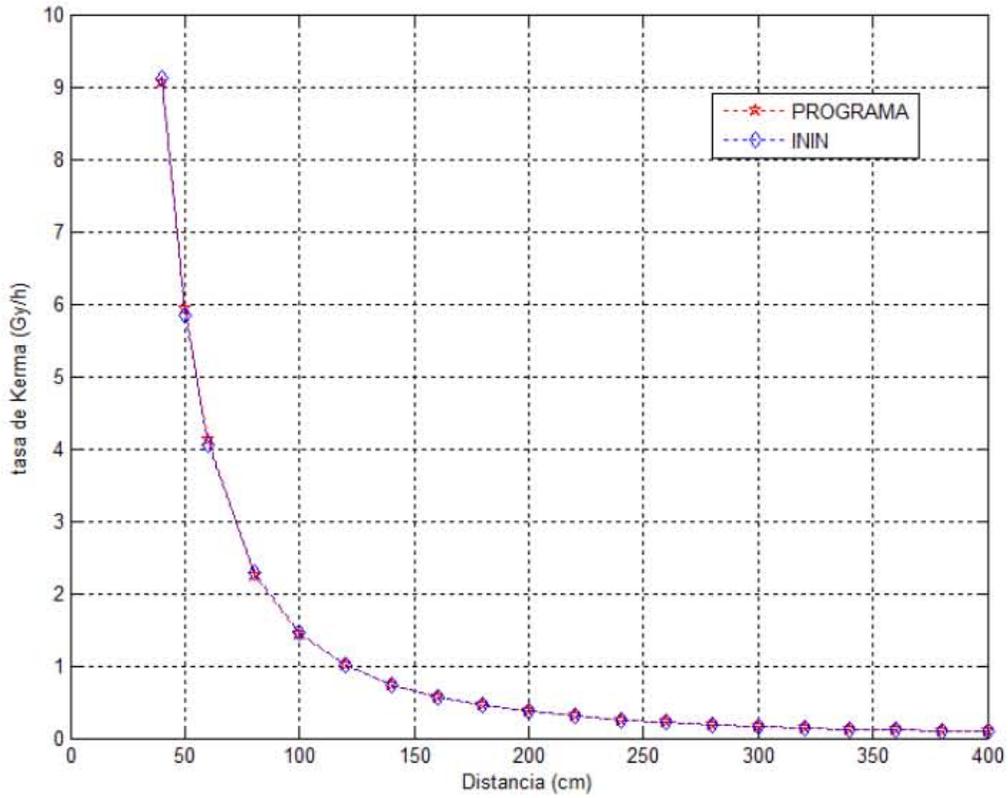
Lo cual indica que es un valor de error bastante aceptable para nuestros propósitos. Por esta razón, como la medida hecha por la cámara de ionización es el detonante del proceso, ya estamos en condiciones de reproducir computacionalmente el levantamiento dosimétrico experimental del ININ.

Distancia [cm]	Carga de Ionización [nC] ININ	Carga de Ionización [nC] Programa C++	± % Error
40	21.11	21.2393	0.61
50	13.820	13.5932	1.64
60	9.6102	9.4397	1.77
80	15.64	15.9295	1.85
100	10.07	10.1949	1.24
120	14.026	14.1596	0.95
140	10.35	10.4029	0.51
160	7.9474	7.96475	0.21
180	6.2948	6.29314	0.02
200	5.1094	5.09744	0.23
220	4.2144	4.21276	0.03
240	3.5402	3.53989	0.008
260	3.017	3.01624	0.02
280	2.604	2.60073	0.12
300	2.2860	2.26553	0.89
320	1.9954	1.99119	0.21
340	1.7648	1.76382	0.05
360	1.5738	1.57328	0.03
380	1.4120	1.41203	0.002
400	1.2726	1.27436	0.13

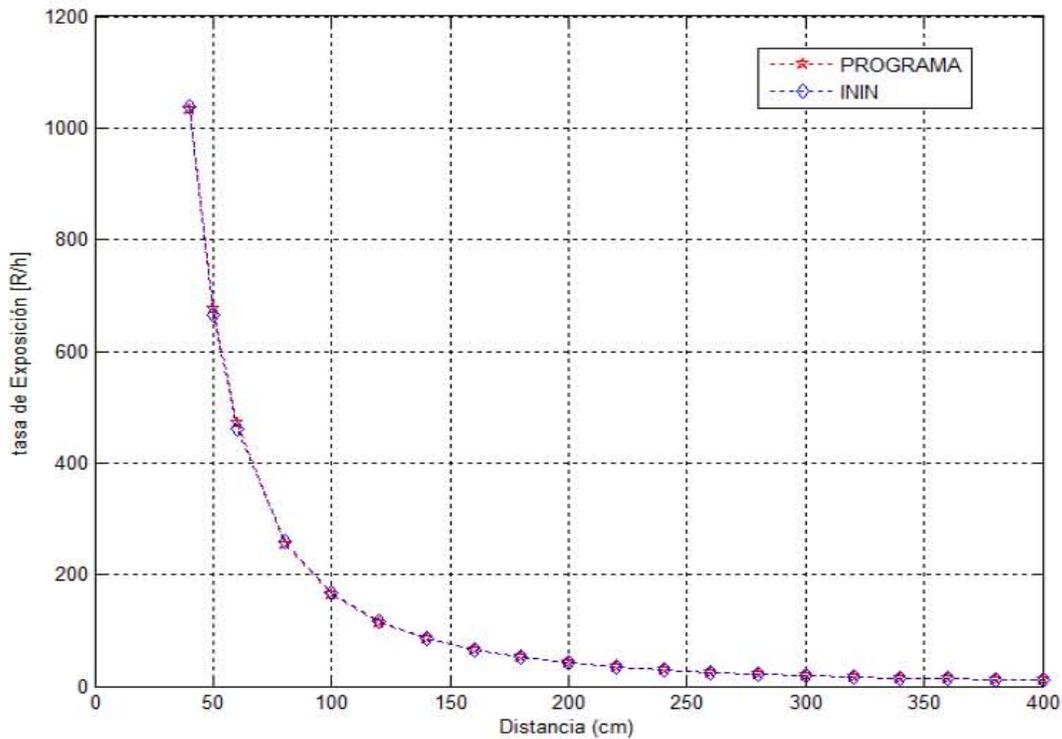
Tabla IV.1.- Errores para la Carga de Ionización entre los valores medidos experimentalmente en la sala de irradiación Gamma del ININ contra los obtenidos por el programa C++ propuesto.

### Modelo de la simulación del levantamiento dosimétrico completo.

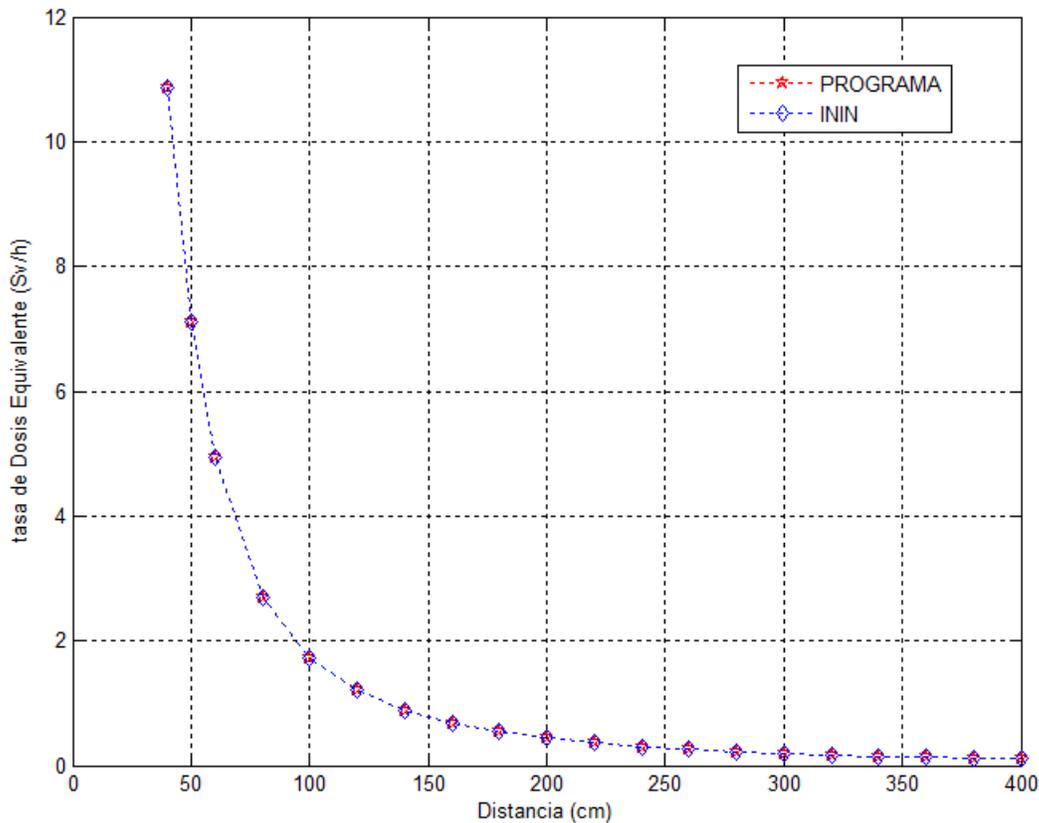
Como habíamos mencionado, la diferencia entre los resultados arrojados por el programa y las mediciones experimentales es muy pequeña. Por esta razón, ya estamos en condiciones de probar el programa C++ propuesto en la sección III.6, el cual nos permite la reproducción de todas las magnitudes dosimétricas del levantamiento dosimétrico experimental realizado en la sala de irradiación Gamma del ININ. Las figuras IV.2, IV.3 y IV.4 nos presentan los datos experimentales del levantamiento dosimétrico del ININ contra los resultados del programa C++ propuesto. Nuevamente, estas gráficas se generan a partir de los datos de las tablas III.2 y III.3 y la gráfica en color azul es la de los datos experimentales del ININ, y la roja la del programa C++ propuesto.



**Fig. IV.2.- Comparación entre la tasa de Kerma medida en el levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ contra la del programa C++ propuesto.**



**Fig. IV.3.- Comparación entre la tasa de Exposición medida en la sala de irradiación Gamma del ININ contra la obtenida por el programa C++ propuesto.**



**Fig. IV.4.- Comparación entre la tasa de Dosis Equivalente medida en la sala de irradiación Gamma del ININ contra la obtenida por el programa C++ propuesto.**

En todos los casos, la distancia es el factor que nos determina las variaciones del tamaño de las magnitudes dosimétricas, ya que se cumple la ley del cuadrado inverso [37]. En el caso del modelo de tasa de dosis absorbida, este no aparece, porque como habíamos mencionado, en el caso de los rayos Gamma, la tasa de dosis equivalente es de igual magnitud que la tasa de dosis absorbida, solo con unidades distintas y concepto diferente.

**Modelo de la sala de irradiación Gamma completa.**

Con la simulación completa del levantamiento dosimétrico experimental de la sala de irradiación Gamma ININ, podemos extender el modelo a la sala de irradiación Gamma en el espacio que actualmente tiene disponible la sala de irradiación Gamma. Esto se realizó con el programa de computadora en C++ y la base de datos en MySQL descritos en la sección III.7. Este programa se construyó con una malla hipotética con celdas de 2 cm por lado y una superficie de 2 m de ancho por 4 m de largo, lo cual nos produce más de 20,000 nodos en los que se tienen que aplicar los modelos matemáticos generados para simular el modelo. Al aplicar estos modelos matemáticos en nuestro modelo computacional, estamos generando la simulación del levantamiento dosimétrico, si se hubiera llevado a cabo en toda la sala de irradiación Gamma del ININ.

Para comprobar que este modelo es correcto, debemos demostrar que realmente hay simetría en el comportamiento dosimétrico de la sala, que la fuente radiactiva es de tipo isotrópico y que además hay una relación lineal entre las variables dosimétricas simuladas.

Para demostrar esto, se tomaron datos del lado derecho de la línea central de la sala en una línea cercana a la fuente radiactiva, a la mitad de la sala y de una línea cercana al final de la sala y se graficaron contra los datos opuestos tomados del lado izquierdo de la línea central de la sala. Como estos datos son un reflejo de unos con otros, los llamamos los “puntos espejo”.

Los puntos espejo tomados de la base de datos, se muestran en la tabla IV.2. Las gráficas de los puntos espejo se muestran en las figuras IV.5, IV.6, IV.7 y IV.8.

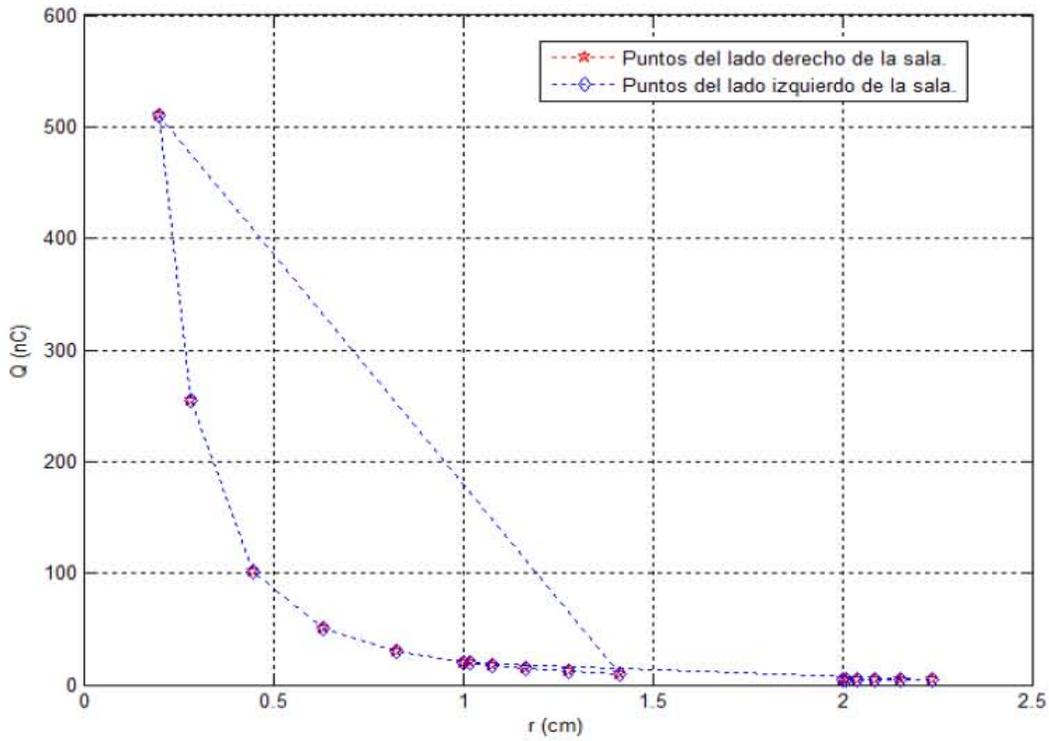
Punto	r [m]	Q [nC]	Ka [Gyh <sup>-1</sup> ]	$\dot{X}$ [R h <sup>-1</sup> ]	H [Sv h <sup>-1</sup> ]
(10,100)	1.0198	19.6055	1.40408	159.918	1.68489
(10,0)	1.0198	19.6055	1.40408	159.918	1.68489
(10,10)	0.824621	29.9849	2.14741	244.58	2.57689
(10,90)	0.824621	29.9849	2.14741	244.58	2.57689
(10,20)	0.632456	50.9744	3.6506	415.786	4.38072
(10,80)	0.632456	50.9744	3.6506	415.786	4.38072
(10,30)	0.447214	101.949	7.3012	831.572	8.76144
(10,70)	0.447214	101.949	7.3012	831.572	8.76144
(10,40)	0.282843	254.872	18.253	2078.93	21.9036
(10,60)	0.282843	254.872	18.253	2078.93	21.9036
(50,0)	1.41421	10.1949	0.73012	83.1572	0.876144
(50,100)	1.41421	10.1949	0.73012	83.1572	0.876144
(50,10)	1.28062	12.4328	0.89039	101.411	1.06847
(50,90)	1.28062	12.4328	0.89039	101.411	1.06847
(50,20)	1.16619	14.9925	1.07371	122.29	1.28845
(50,80)	1.16619	14.9925	1.07371	122.29	1.28845
(50,30)	1.07703	17.5774	1.25883	143.3741	1.51059
(50,70)	1.07703	17.5774	1.25883	143.3741	1.51059
(50,40)	1.0198	196055	1.40408	159.918	1.68484
(50,60)	1.0198	196055	1.40408	159.918	1.68484
(100,0)	2.23607	4.07795	0.292048	33.2629	0.350458
(100,100)	2.23607	4.07795	0.292048	33.2629	0.350458
(100,10)	2.15407	4.39434	0.314707	35.8436	0.377648
(100,90)	2.15407	4.39434	0.314707	35.8436	0.377648
(100,20)	2.08806	4.67655	0.334917	38.1455	0.401901
(100,80)	2.08806	4.67655	0.334917	38.1455	0.401901
(100,30)	2.03961	4.90138	0.351019	39.9794	0.421223
(100,70)	2.03961	4.90138	0.351019	39.9794	0.421223
(100,40)	2.00998	5.04697	0.361445	41.1669	0.433735
(100,60)	2.00998	5.04697	0.361445	41.1669	0.433735

Tabla IV.2.- Puntos tomados a la derecha y a la izquierda de la línea central de irradiación de la sala Gamma.

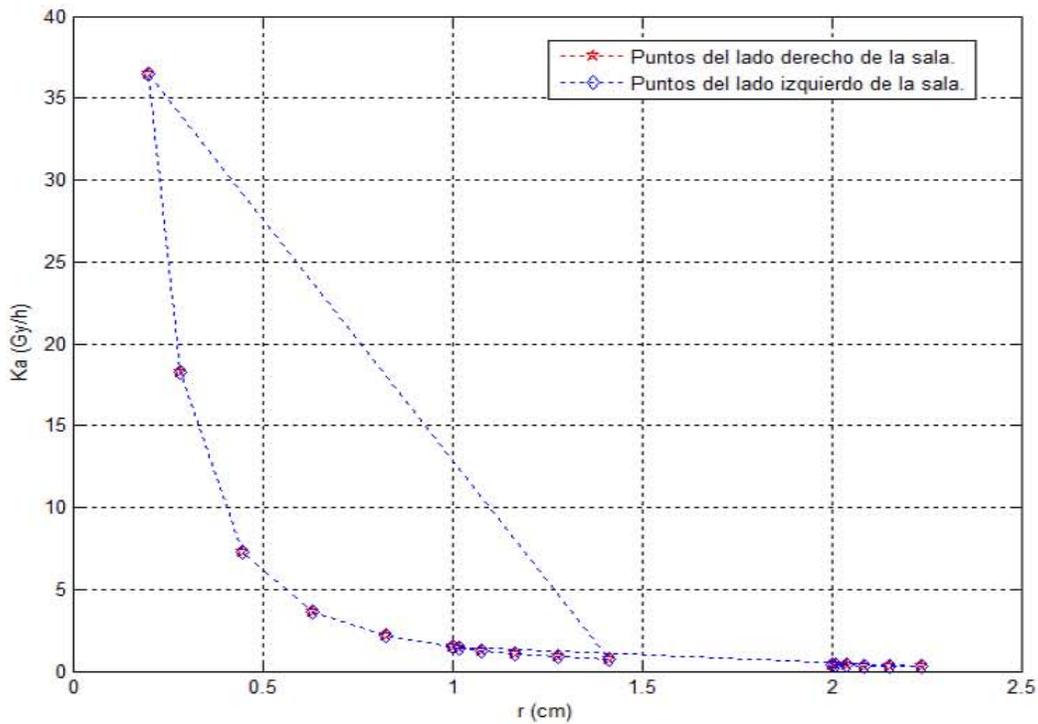
Por comodidad, los puntos graficados se etiquetaron con un número para una mejor identificación. La distribución de estos puntos etiquetados se presenta en la tabla IV.3.

<b>Etiqueta numérica de los puntos espejo graficados</b>	<b>Puntos correspondientes de la sala de irradiación Gamma del ININ</b>
(1)	(10,100)
	(10,0)
(2)	(10,10)
	(10,90)
(3)	(10,20)
	(10,80)
(4)	(10,30)
	(10,70)
(5)	(10,40)
	(10,60)
(6)	(50,0)
	(50,100)
(7)	(50,10)
	(50,90)
(8)	(50,20)
	(50,80)
(9)	(50,30)
	(50,70)
(10)	(50,40)
	(50,60)
(11)	(100,0)
	(100,100)
(12)	(100,10)
	(100,90)
(13)	(100,20)
	(100,80)
(14)	(100,30)
	(100,70)
(15)	(100,40)
	(100,60)

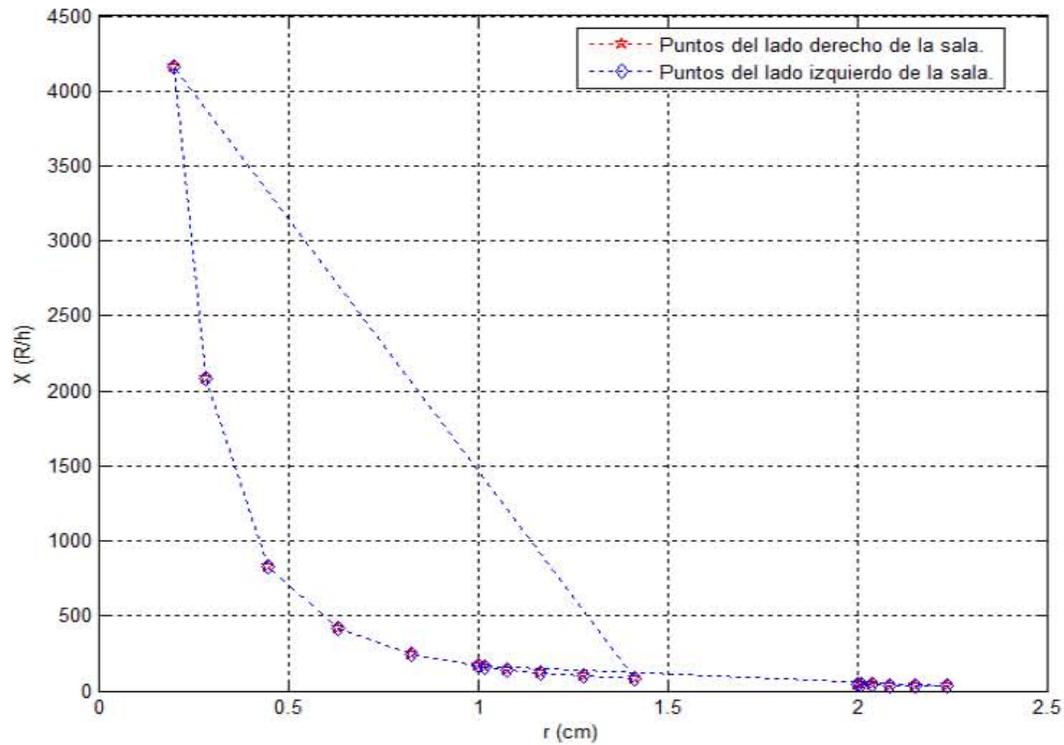
**Tabla IV.3.- Coordenadas de los puntos etiquetados de la sala de irradiación Gamma.**



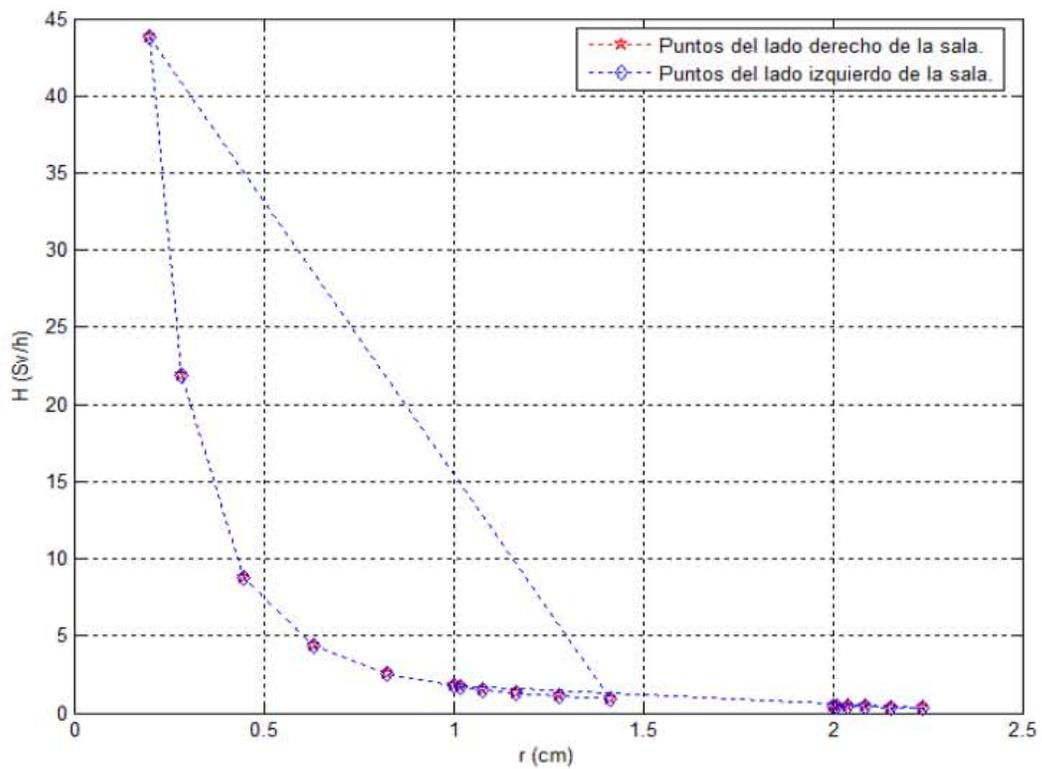
**Fig. IV.5.- Puntos espejo para la carga de ionización de la simulación del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma completa.**



**Fig. IV.6.- Puntos espejo para la tasa de Kerma de la simulación del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma completa.**



**Fig. IV.7.- Puntos espejo para la tasa de Exposición de la simulación del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma completa.**



**Fig. IV.8.- Puntos espejo para la tasa de Dosis Equivalente de la simulación del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma completa.**

Como puede apreciarse en las figuras IV.5, IV.6, IV.7 y IV.8, las magnitudes dosimétricas del lado derecho de la línea central, coinciden con las magnitudes dosimétricas del lado izquierdo de la línea central de la sala de irradiación Gamma. Con esto queda demostrado que hay simetría en la sala y por lo tanto, la fuente radiactiva utilizada es una fuente isotrópica. Además, observamos que la forma de las gráficas de las magnitudes dosimétricas es idéntica, aunque con unidades distintas. Esto implica necesariamente el comportamiento lineal de las magnitudes dosimétricas. Apoyándonos en las consideraciones anteriores y tomando en cuenta que nuestro modelo computacional reproduce con un error muy pequeño el levantamiento dosimétrico que experimentalmente se llevó a cabo en el ININ, podemos afirmar que nuestro modelo computacional desarrollado para la sala de irradiación Gamma completa, esta validado. Nuevamente, el modelo de Dosis Absorbida no se presenta por ser idéntico al de Dosis Equivalente.

Ahora, para ratificar que realmente hay una simetría en la sala y que la fuente radiactiva es de carácter isotrópico, se graficaron los más de 20,000 nodos registrados en la base de datos. Estas gráficas se realizaron tomando en cuenta las magnitudes dosimétricas, pero ahora tomando en cuenta la distribución espacial de la ubicación de los nodos analizados. Estas gráficas se muestran en las figuras IV.9, IV.10, IV.11 y IV.12.

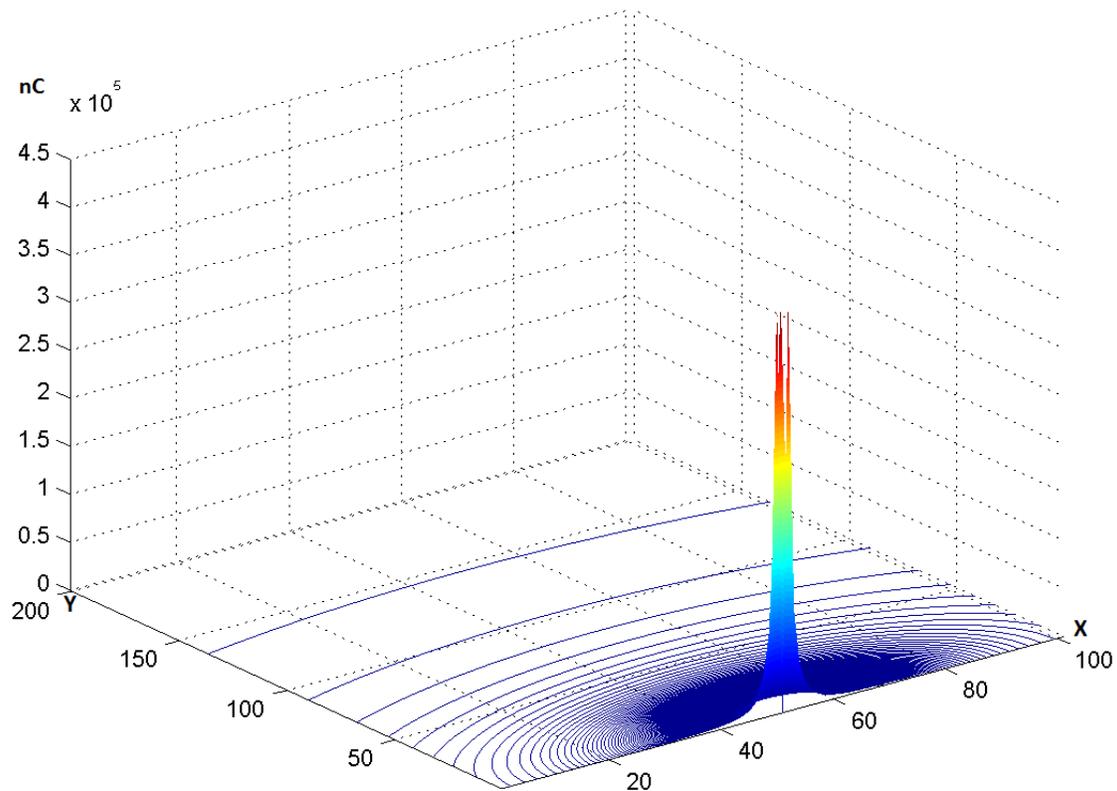


Fig. IV.9.- Distribución de Carga de Ionización en la sala de irradiación Gamma.

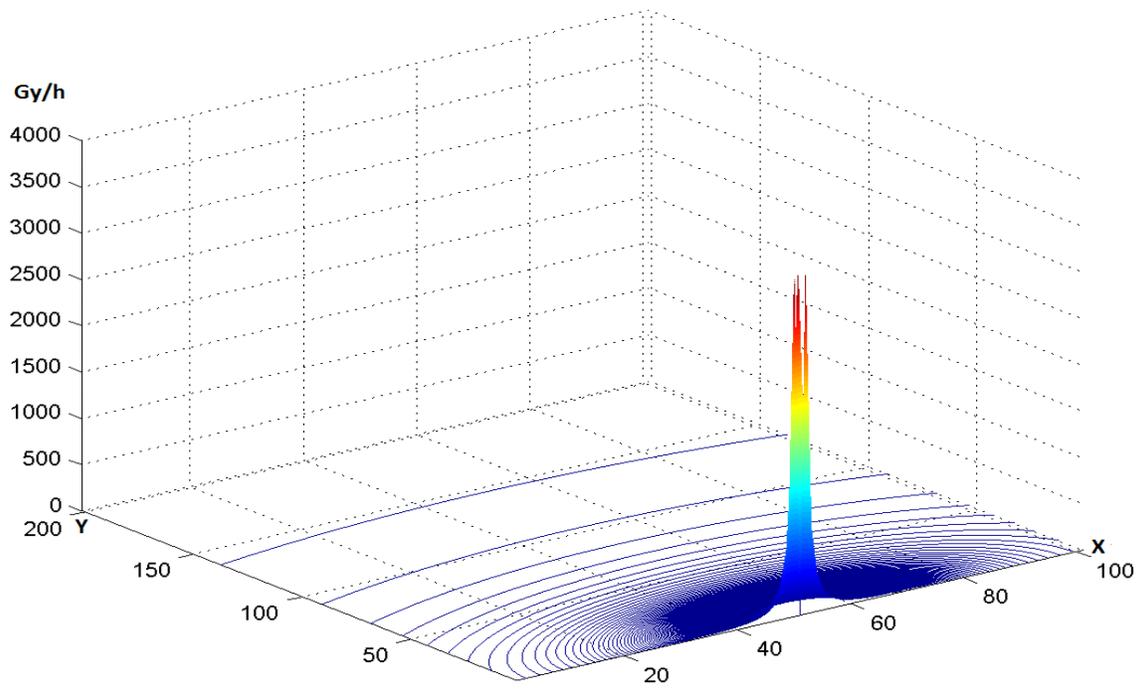


Fig. IV.10.- Distribución de la tasa de Kerma en la sala de irradiación Gamma.

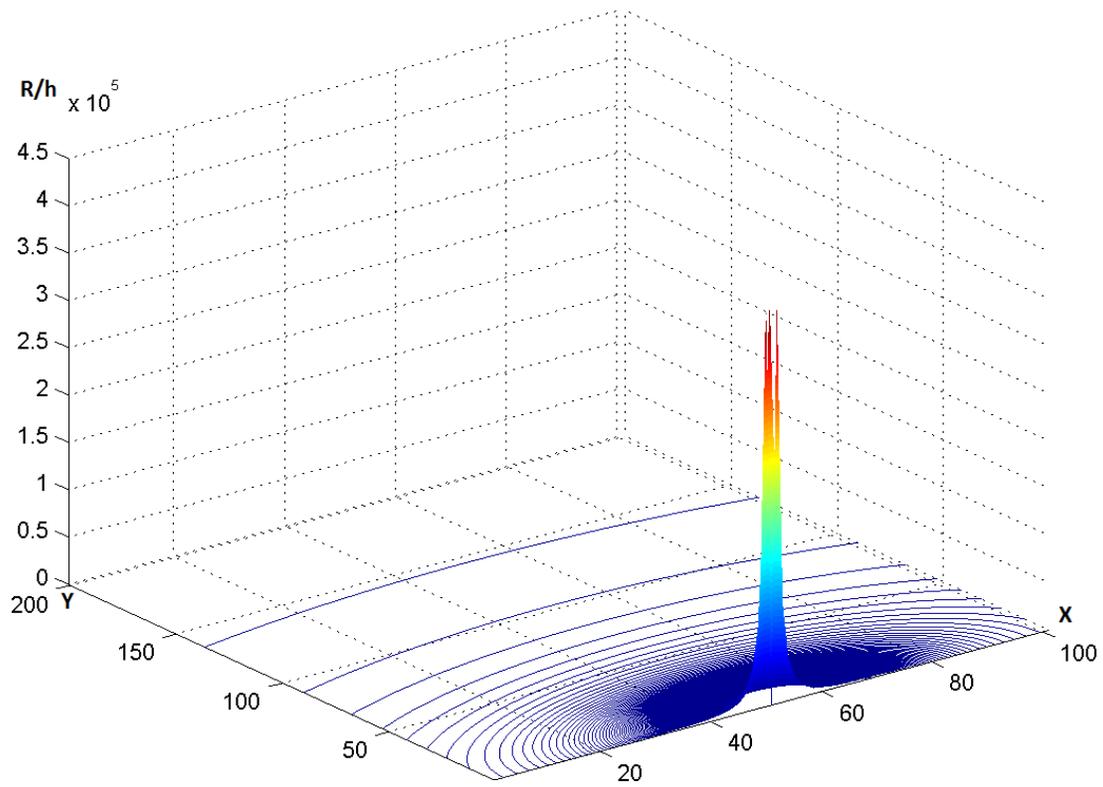


Fig. IV.11.- Distribución de la tasa de Exposición en la sala de irradiación Gamma.

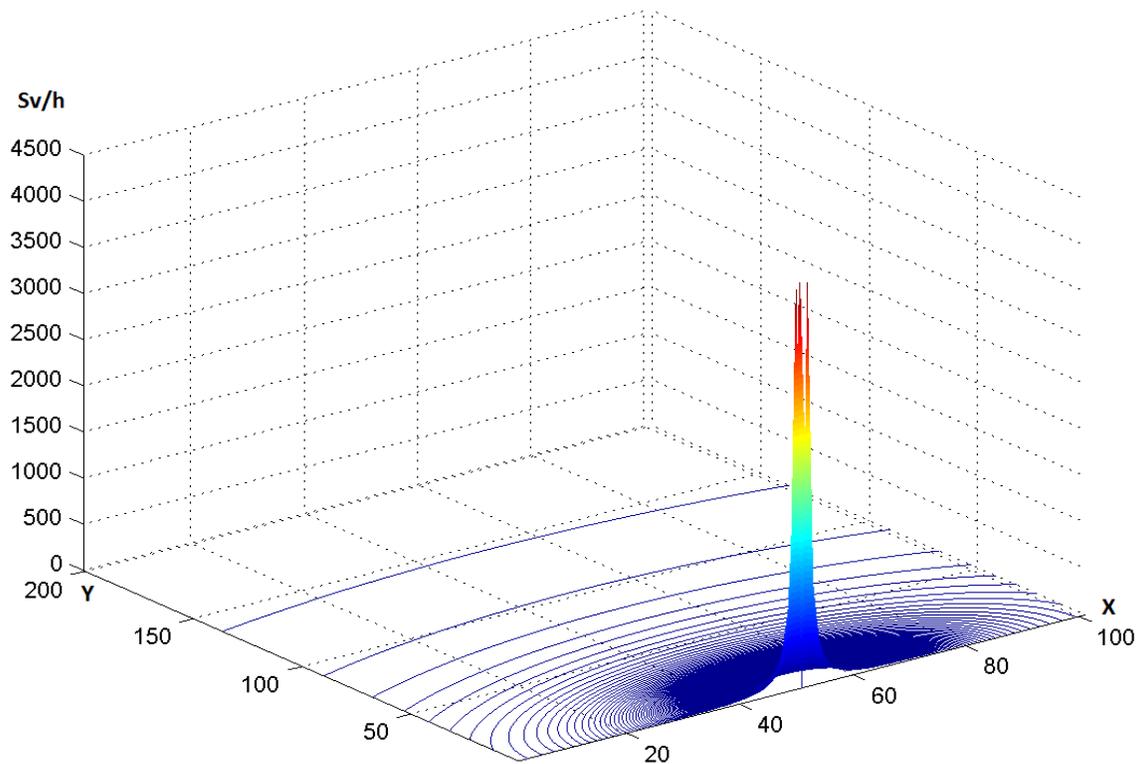


Fig. IV.12.- Distribución de la tasa de Dosis Equivalente en la sala de irradiación Gamma.

En estas gráficas puede observarse que la fuente radiactiva está irradiando los rayos Gamma en todas las direcciones, comprobando que se trata de una fuente isotrópica. Por otro lado, se aprecia que hay simetría en la irradiación en la sala, además de que la forma de comportamiento indica que hay un comportamiento lineal de las magnitudes dosimétricas. Otro punto que debemos considerar es que el modelo computacional para la simulación dosimétrica de la sala de irradiación Gamma, reproduce el levantamiento dosimétrico experimental llevado a cabo en el ININ con un error menos al 1 %. Por estas razones, asumimos que nuestro modelo está validado y puede utilizarse de manera confiable para los levantamientos dosimétricos futuros, en la sala de irradiación Gamma del ININ.

#### **Modelo de decaimiento radiactivo.**

Para validar nuestro modelo computacional, lo comparamos con el levantamiento dosimétrico llevado en las instalaciones de la sala de irradiación Gamma del ININ con fecha del 12 y 13 de enero del 2017. El levantamiento dosimétrico se llevó a cabo con el mismo equipo y procedimiento descrito con anterioridad. Cabe señalar que en este caso las magnitudes dosimétricas decaídas son las del levantamiento dosimétrico del 12 y 13 de enero del 2017 (levantamiento dosimétrico decaído). Los valores obtenidos de este levantamiento dosimétrico se muestran en la tabla IV.4.

Con base en este levantamiento dosimétrico, se evaluaron estos valores con nuestro programa C++ propuesto. Los resultados obtenidos se muestran en la tabla IV.5. Con estos datos, construimos las gráficas de los valores del levantamiento dosimétrico contra los resultados obtenidos por nuestro programa C++ propuesto. Estas gráficas se muestran en las figuras IV.13, IV.14 y IV.15.

Distancia [cm]	Tasa de Exposición [Rh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Kerma [Gyh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Dosis Equivalente [Svh <sup>-1</sup> ]
40	746.469309	6.554001	7.86480064
50	497.268838	4.366020	5.23922448
60	353.832396	3.106648	3.72797813
80	205.717514	1.806200	2.16743973
100	134.195326	1.178235	1.41388195
120	94.411603	0.828934	0.99472064
140	69.879966	0.613546	0.73625533
160	53.631384	0.470884	0.56506027
180	42.448214	0.372695	0.44723439
200	34.443547	0.302414	0.36289721
220	28.549806	0.250667	0.30080075
240	24.023132	0.210923	0.25310772
260	20.501291	0.180001	0.2160016
280	17.670058	0.155143	0.18617173
300	15.417845	0.135369	0.16244242
320	13.545242	0.118927	0.14271267
340	12.002028	0.105378	0.12645337
360	10.697184	0.093921	0.11270553
380	9.605849	0.084339	0.10120722
400	8.674948	0.076166	0.09139925

Tabla IV.4.- Levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma con fecha del 12 y 13 de enero de 2017.

Distancia [cm]	Tasa de Exposición [Rh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Kerma [Gyh <sup>-1</sup> ]	Tasa de Dosis Equivalente [Svh <sup>-1</sup> ]
40	864.475	7.59009	9.10811
50	553.264	4.85766	5.82919
60	384.211	3.37337	4.04805
80	216.119	1.89752	2.27703
100	138.316	1.21441	1.4573
120	96.0528	0.843343	1.01201
140	70.5694	0.619599	0.743519
160	54.0297	0.474381	0.569257
180	42.6901	0.374819	0.449783
200	34.579	0.303604	0.364324
220	28.5777	0.250912	0.301094
240	24.0132	0.210836	0.253003
260	20.4609	0.179647	0.215576
280	17.6423	0.1549	0.18588
300	15.3684	0.134935	0.161922
320	13.5074	0.118595	0.142314
340	11.965	0.105053	0.126064
360	10.6725	0.0937048	0.112446
380	9.57867	0.0841007	0.100921
400	8.64475	0.0759009	0.0910811

Tabla IV.5.- Magnitudes dosimétricas con decaimiento, obtenidas por el programa C++ propuesto.

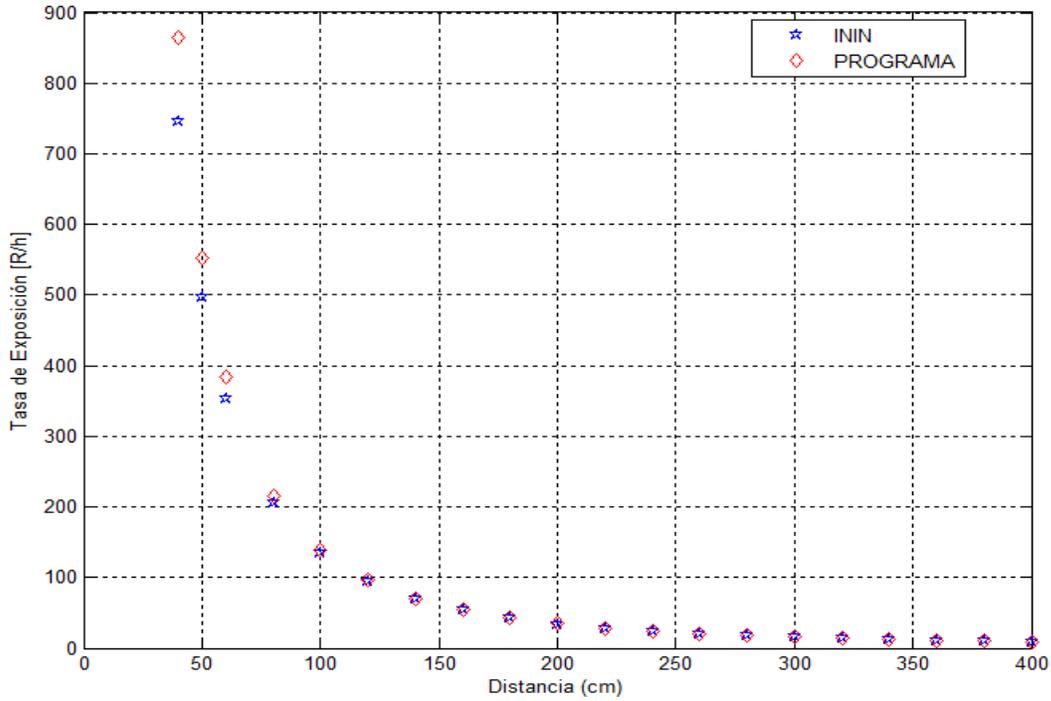


Fig. IV.13.- Comparación entre la tasa de Exposición del levantamiento dosimétrico decaído contra los valores de tasa de Exposición con decaimiento obtenidos del programa C++ propuesto (La gráfica azul son los valores proporcionados por el ININ y la gráfica roja, la de los valores arrojados por el programa propuesto).

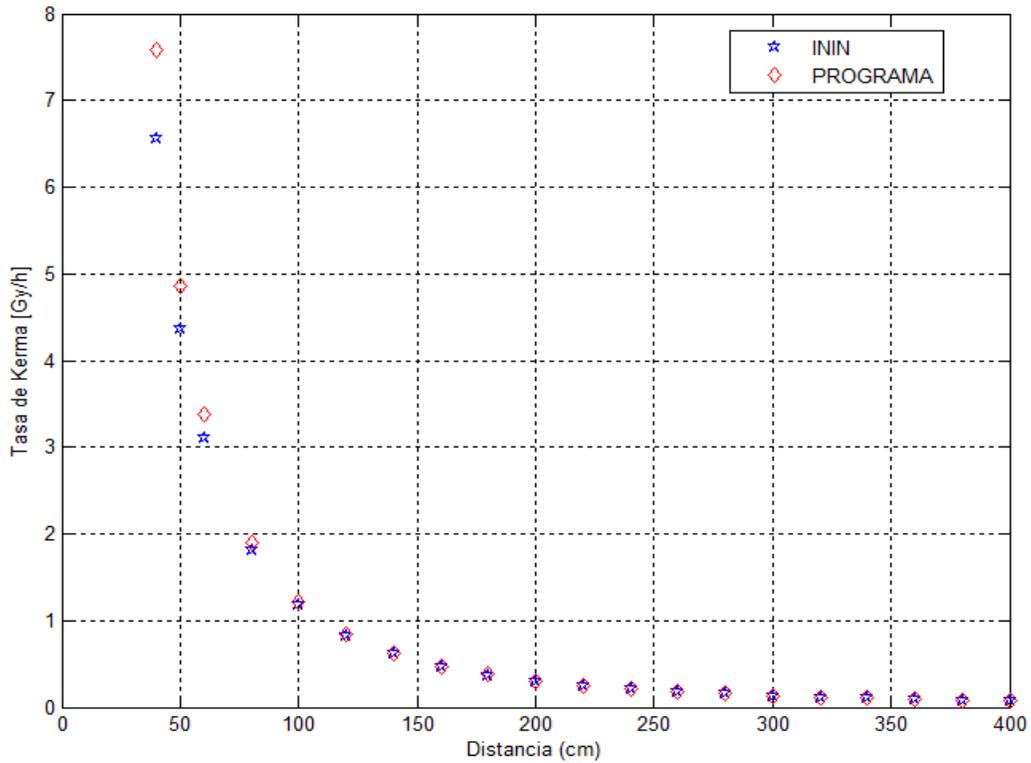
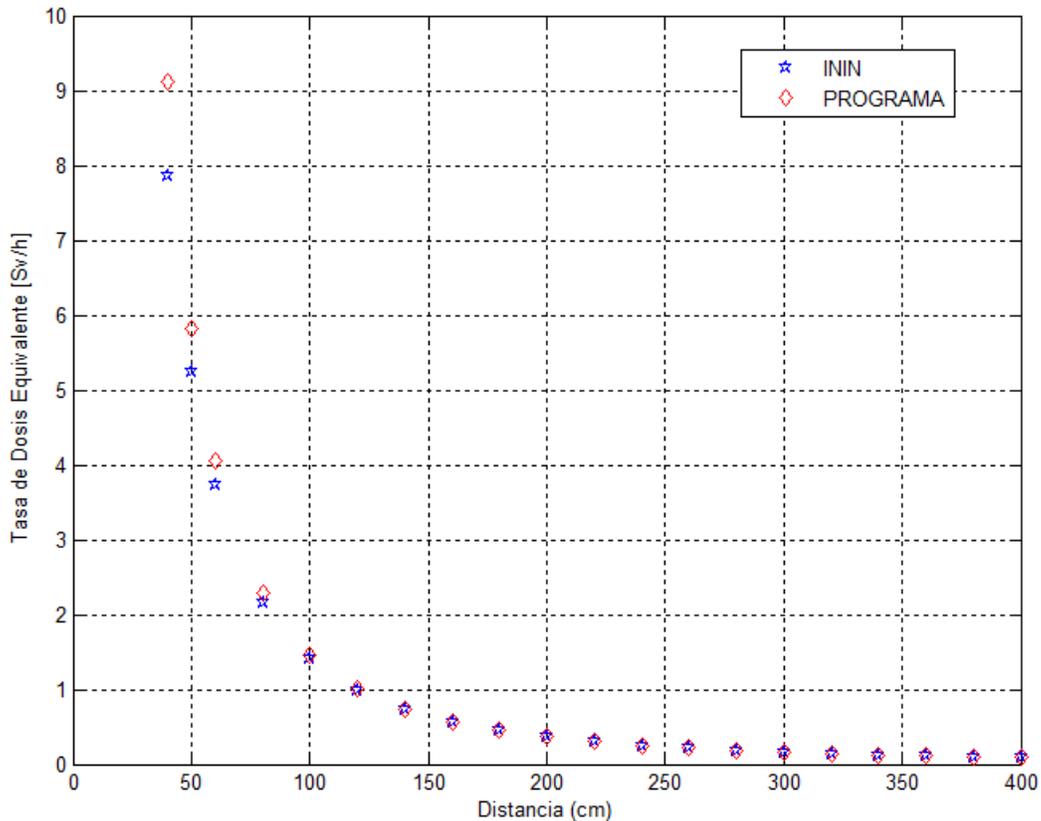


Fig. IV.14.- Comparación entre la tasa de Kerma del levantamiento dosimétrico decaído contra los valores de tasa de Kerma con decaimiento obtenidos del programa C++ propuesto (La gráfica azul son los valores proporcionados por el ININ y la gráfica roja, la de los valores arrojados por el programa propuesto).



**Fig. IV.15.- Comparación entre la tasa de Dosis Equivalente del levantamiento dosimétrico decaído contra los valores de tasa de Dosis Equivalente con decaimiento obtenidos del programa C++ propuesto (La gráfica azul son los valores proporcionados por el ININ y la gráfica roja, la de los valores arrojados por el programa propuesto).**

Como puede apreciarse en estas gráficas, los valores del programa propuestos son prácticamente los mismos que los del levantamiento dosimétrico, salvo los valores muy cercanos a la fuente de radiación. Estos errores se muestran en la tabla IV.6. Esto se debe a que las condiciones de presión y temperatura con las que se tomaron las magnitudes dosimétricas base, no son las mismas con las que se hizo el levantamiento dosimétrico de enero. Realizarlo en las mismas condiciones con un control de temperatura y presión es muy complicado. Sin embargo, a partir de 80 cm de distancia de la fuente radiactiva, los valores del programa son prácticamente los del levantamiento dosimétrico. Esto es muy significativo, ya que la región aprovechable de la sala de irradiación Gamma es a partir de un metro de distancia ya que, a distancias inferiores, la intensidad de la radiación es muy alta, lo cual provoca errores en la medición, esto sin tomar en cuenta que los instrumentos de medición tienen escalas dosimétricas de medición mucho menores. Nuevamente, todos los resultados que arroja el programa, se guardaron en la base de datos construida en MySQL para este fin.

Distancia [cm]	Tasa de Exposición [Rh <sup>-1</sup> ] ININ	Tasa de Exposición [Rh <sup>-1</sup> ] Programa C++	± % Error
40	746.469309	864.475	15.8
50	497.268838	553.264	11.26
60	353.832396	384.211	8.58
80	205.717514	216.119	5.05
100	134.195326	138.316	3.07
120	94.411603	96.0528	1.73
140	69.879966	70.5694	0.98
160	53.631384	54.0297	0.74
180	42.448214	42.6901	0.56
200	34.443547	34.579	0.39
220	28.549806	28.5777	0.097
240	24.023132	24.0132	0.041
260	20.501291	20.4609	0.19
280	17.670058	17.6423	0.15
300	15.417845	15.3684	0.32
320	13.545242	13.5074	0.27
340	12.002028	11.965	0.30
360	10.697184	10.6725	0.23
380	9.605849	9.57867	0.28
400	8.674948	8.64475	0.34

Tabla IV.6.- Errores de medición para el modelo con decaimiento.

### Modelo de interpolación.

El modelo de interpolación nos permite conocer valores de magnitudes dosimétricas desconocidas, que no se encuentran ubicadas en los nodos. Para esto, lo primero que tenemos que hacer es extraer de la base de datos la columna de la magnitud dosimétrica desconocida. Como estamos hablando de una gran cantidad de datos, tendremos que manejarla como un archivo que contenga todos los datos de una misma magnitud dosimétrica. Teniendo este archivo, podemos aplicarlo en los programas de la sección III.6. Primero ordenamos los valores para poder aplicarlos en el algoritmo de búsqueda. Si la magnitud dosimétrica es encontrada, quiere decir que está ubicada en alguno de los nodos analizados en el modelo computacional. Si no se encuentra, hay que encontrar los valores superior e inferior a la magnitud desconocida y aplicar el modelo de interpolación para encontrarla.

Este procedimiento puede aplicarse para todas y cada una de las magnitudes dosimétricas registradas en la base de datos. Este procedimiento se ilustra con el ejemplo siguiente, en el cual se está buscando la ubicación de una carga de ionización Q, dentro de la sala:

La carga de ionización buscada es de  $Q = 9.8$  [nC].

En este caso, al buscarla con el programa, encontramos que no se encuentra en ninguno de los nodos analizados, por lo tanto, es necesario interpolar para encontrar su posición dentro de la sala. Como no se encuentra dentro de los nodos analizados, necesitamos los

valores superior e inferior a la magnitud dosimétrica, los cuales de acuerdo al programa de búsqueda son:

$$Q_{\text{superior}} = 9.99302 \text{ [nC]}$$

$$Q_{\text{inferior}} = 9.79523 \text{ [nC]}$$

Con estos valores podemos acudir a la base de datos y obtenemos que a  $Q_{\text{superior}}$  le corresponde una distancia a la fuente radiactiva ( $r$ ) de 1.42843 [m] y que a  $Q_{\text{inferior}}$  una distancia de 1.44278 [m].

Con estos valores, y con el programa de interpolación, encontramos que la distancia de la fuente radiactiva al valor de carga de ionización desconocido es de:

$$r = 1.44243 \text{ [m]}$$

Cuyo valor es fácilmente de ubicar dentro de la sala de irradiación Gamma. Cabe resaltar que aquí hicimos el análisis para la carga de ionización, pero este modelo es aplicable para cualquier magnitud dosimétrica de la base de datos, incluso las que presentan decaimiento radiactivo.

## **CONCLUSIONES.**

De los resultados mostrados en el desarrollo de este trabajo, podemos observar que los datos obtenidos del experimento del levantamiento dosimétrico de la sala de irradiación Gamma del ININ contra los del programa de nuestro modelo computacional difieren en menos de un 1%. Con estos valores podemos concluir que nuestro modelo es adecuado, ya que el error promedio es muy bajo y que por lo tanto podemos hacerlo extensivo a toda la sala. Posteriormente pudimos comprobar que la simetría de la sala y las condiciones de la fuente radiactiva se cumplen para nuestro modelo computacional, por esta razón concluimos que nuestro programa cumple con las condiciones del levantamiento dosimétrico de toda la sala, si este se llevara a cabo.

Por otro lado, este modelo nos sirvió como base para poder extenderlo a magnitudes dosimétricas con decaimiento radiactivo. El modelo de decaimiento radiactivo está dentro de los mismos márgenes de error, por lo cual podemos considerarlo un modelo exitoso. En el caso de las magnitudes dosimétricas que no se encuentran dentro de los nodos analizados en nuestro modelo computacional, el modelo de interpolación presentó una alternativa para ubicar en qué lugar de la sala de irradiación Gamma se encuentran las mismas.

Esta es una de las primeras aproximaciones a trabajos que en área computacional se han hecho para caracterizar las salas de irradiación (en especial a las del ININ) y por ende trabajar en el campo de la metrología de radiaciones ionizantes. Consideramos que esto es de suma importancia ya que, con las simulaciones computacionales, herramienta fundamental de la computación científica, es posible realizar los experimentos de manera virtual y de alguna manera, optimizar los métodos y procedimientos que para estos fines se tienen contemplados.

Con respecto a los costos de operación del proceso, la optimización de recursos es inobjetable ya que, al poder predecir el comportamiento de las magnitudes dosimétricas dentro de la sala, es factible llevar a cabo los levantamientos dosimétricos en un lapso de tiempo menor dentro de la línea central, debido a que el número de mediciones y análisis estadísticos se reducen porque tenemos datos predictivos de inicio. Por otro lado, el levantamiento dosimétrico de la sala completa puede realizarse sin detener las actividades de la sala, ya que las mediciones pueden hacerse simultáneamente a las calibraciones que se realizan en la línea central, aprovechando nuevamente la información predictiva del comportamiento de la misma. Por otro lado, podemos incluso, conocer los puntos en los cuales tiene que realizarse la calibración de un equipo sin ni siquiera hacer el levantamiento dosimétrico correspondiente, ya que como tenemos datos que nos predicen el comportamiento dosimétrico de la sala, es posible conocer el sitio donde se debe colocar el instrumento y solamente comprobar experimentalmente con el instrumento patrón la veracidad de los datos arrojados por el modelo computacional.

Con estos trabajos se pretende que en un futuro próximo las técnicas de la minería de datos, los sistemas expertos, la inteligencia artificial y muchas otras ramas de la computación científica sean más utilizadas como un instrumento de la investigación científica, situados al mismo nivel que la observación y la experimentación. En este caso estamos hablando específicamente de una rama de las ciencias nucleares, aunque podemos aplicarlas a todas las ramas del conocimiento.

Cabe señalar que este modelo computacional ha tenido gran aceptación en la comunidad científica del ININ, ya que por sus características de error con las medidas reales y el tiempo y recursos que van a ahorrarse con su implementación, las autoridades del ININ tienen contemplada la ampliación de la sala para mejorar la calidad de los servicios prestados. De llevarse a cabo esta implementación, nuestro modelo computacional está en condiciones de adaptarse a las nuevas necesidades de la sala de irradiación Gamma del ININ. Cabe señalar que las adaptaciones que se realizarían al modelo computacional propuesto son mínimas, ya que el cambio de dimensiones y forma de la instalación no dependen de los modelos matemáticos propuestos.

## BIBLIOGRAFÍA:

- 1) Ming Zhang, Shunhe Yao, Junchen Liang and Haoran Liu. "Standardization of the Radionuclides  $^{60}\text{Co}$  and  $^{59}\text{Fe}$  by Digital  $4\pi\beta(\text{PC})-\gamma$  (NaI) Coincidence Counting". Applied Radiation and Isotopes. 2015.
- 2) Price, William J, "Nuclear Radiation Detection", Mc Graw Hill, Second Edition, 1964.
- 3) G. F. Knoll, "Radiation Detection and Measurement", John Wiley & Sons, Third Edition, USA 1999.
- 4) Shleien B, Slaback Jr, L.A. & Birky, B.K., "Handbook of Health Physics and Radiological Health", Williams & Wilkins; 3<sup>ra</sup> Edition, 1998.
- 5) S.W. Anwene. "Fundamentals of Electromagnetic Field". Infinity Science Press. USA 2007.
- 6) Shapiro, J., "Radiation Protection. A guide for Scientists and Physicians". Harvard University Press, Third Edition, 1990.
- 7) N. Tsoulfanidis, Measurement and Detection Radiation – Second Edition, Taylor & Francis, USA, 1995.
- 8) Turner J. E., "Atoms, Radiation and Radiation Protection", John Wiley and Sons, Inc., 1995.
- 9) Lamarsh J.R., Baratta A., "Introduction to Nuclear Engineering", Prentice Hall, 2001.
- 10) Glasstone S., Sesonske A., "Nuclear Reactor Engineering", Springer-Science+Business Media, B.V., 1994.
- 11) Schreckenbach K., "Physics of the Neutron", Encyclopedia of Applied Physics, John Wiley and Sons, 2014.
- 12) Tovar V.M., Álvarez Romero J.T., V. Pérez M.O., H. Garnica, F. Vergara M., "Laboratorio de Referencia de México para Dosimetría de Radiaciones Ionizantes", Simposio de Metrología, México 2006.
- 13) Delaney C.F.G. & Finch E.C., "Radiation Detectors. Physical Principles and Applications", Clarendon Press, Oxford, 1992.
- 14) Perini A.P., Neves L.P., Fernández-Varea J.M., Cassola V.F., Kramer R., Khoury H.J., Caldas L.V.E. "A new parallel-plate graphite ionization chamber as a  $^{60}\text{Co}$  gamma radiation reference instrument", Radiation Physics and Chemistry, 95, 106–108, 2014.
- 15) Neves L.P., Perini A.P., Caldas L.V.E., A new standard cylindrical graphite-walled ionization chamber for dosimetry in  $^{60}\text{Co}$  beams at calibration laboratories", Radiation Physics and Chemistry, 104, 235–239, 2014.
- 16) Neves L.P., Perini A.P., Fernández-Varea J.M., Cassola V.F, Kramer R., Khoury H.J., Caldas L.V.E., "Dosimetric application of a special pencil ionization chamber in radiotherapy X-ray beams", Radiation Physics and Chemistry, 95,98–100, 2014.
- 17) NCRP 112, "Calibration of Survey Instruments used in Radiation Protection for the Assesment of Ionizing Radiation Fields and Radioactive Surface Contamination", NCRP, Report No. 112, 1991.
- 18) NOM-012-NUCL-1995, "Requerimientos y Calibración de Monitores de Radiación Ionizante", CNSNS-SE, México.
- 19) Noz M.E. & Maguire G.Q., "Radiation Protection in the Radiologic and Health Scienes", Ed. Lea & Feiberg, Philadelphia, 1985.

- 20) Greening J.R., "Fundamentals of Radiation Dosimetry", Taylor & Francis Group, New York, 1985.
- 21) C. Kessler, J.T. Álvarez Romero, V.M. Tovar-Muñoz, "Key comparison BIPM.RI(I)-K1 of the air-kerma standards of the ININ, Mexico and the BIPM in  $^{60}\text{Co}$  gamma radiation", Metrology. 2013, 50, Tech. Suppl.
- 22) BEV. "Primary Standard Graphite Cavity chamber type CC01 ser 131". Forschungszentrum Seibersdorf, 1992 YW022.DOC.
- 23) Geant4 Collaboration, "Geant4 User's Guide for Application Developers", CERN, 2014.
- 24) Geant4 Collaboration, "Geant4 User's Guide for Toolkit Developers", CERN, 2014.
- 25) Geant4 Collaboration, "Physics Reference Manual", CERN, 2014.
- 26) Debertin K., Helmer Richard G., "Gamma and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detector", North Holland, 1988.
- 27) BEV. "Primary Standard Graphite Cavity chamber type CC01 ser 131". Forschungszentrum Seibersdorf, 1992 YW022.DOC.
- 28) Boutillon M. and Niatel M.-TA., "Study of a graphite cavity chamber for absolute measurements of  $^{60}\text{Co}$  gamma rays", 1973, Metrology, 9, 139-146.
- 29) Seelmann-Eggerbert W., et al, "Karlsruher Nuklidkarte", Institut für Radiochemie, 1981.
- 30) C. Kessler, J.T. Álvarez Romero, V.M. Tovar-Muñoz, "Key comparison BIPM.RI(I)-K1 of the air-kerma standards of the ININ, Mexico and the BIPM in  $^{60}\text{Co}$  gamma radiation", Metrology, 2013, 50, Tech. Suppl.
- 31) International Atomic Energy Agency, IAEA, "Measurement uncertainty. A Practical guide for Secondary Standards Dosimetry Laboratories", TECDOC-May 2008.
- 32) ICRP 74, "Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation", ICRP Publication 74, 1997.
- 33) ICRU 47, "Measurement of Dose Equivalent from External Photon and Electron Radiations", ICRU Report 47, 1992.
- 34) ICRU 51, "Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry", ICRU Report 51, 1993.
- 35) ICRU 60, "Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation", ICRU Report 60, 1998.
- 36) Attix F. H., "Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry", John Wiley and Sons, Inc., 1986.
- 37) Turner J. E., "Atoms, Radiation and Radiation Protection", John Wiley and Sons, Inc., Second Edition, 1995.
- 38) Lopez Quijado José, "Domine PHP y MySQL", Ed. Alfaomega, 2ª Edición, 2010.
- 39) Elmasri Ramez, "Fundamentals of Database Systems", Addison Wesley, USA, 2010.
- 40) Garcia-Molina, H., Ullman J.D., Widom, J. "Database Systems. The complete book". Prentice Hall, 2002.
- 41) Krane K. S., "Introductory Nuclear Physics", John Wiley and Sons, Inc., 1988.
- 42) Álvarez Romero J. T. & Tovar Muñoz V. M., "Evaluación de la Dosis Equivalente Direccional H'(0.07) para Dosímetros de Anillos", Primer Congreso Americano del

- IRPA, XXIV Reunión Anual del Sociedad Mexicana de Seguridad Radiológica y XVII Congreso Anual de la Sociedad Nuclear de México, Acapulco, 2006.
- 43) Atallah Mikhail J., Blanton Marina. "Algorithms and Theory of Computation Handbook", Second Edition, Chapman & Hall/CRC Applied Algorithms and Data Structures series. 2009.
- 44) Cormen Thomas H. Leiserson Charles E. Rivest Ronald L. Stein Clifford, "Introduction to Algorithms", Third Edition, 2009.
- 45) J. Stoer, "Introduction to Numerical Analysis", Third edition, Springer, 2002.

## ***Apéndice A***

### ***Características de los radioisótopos más utilizados en el sector nuclear***

**Características de los radioisótopos más utilizados en el sector nuclear.**

Elemento	Isótopo	Vida Media	Energía Principal (MeV)	Tipo de Emisión	Utilización
Hidrógeno (Tritio)	H-3	12.4 años	0.018	$\beta^-$	Investigación científica
Carbono	C-11	20 minutos	0.96	$\beta^+$	Tomografía de Emisión por Positrones (PET)
Carbono	C-14	5760 años	0.16	$\beta^-$	Investigación científica
Flúor	F-18	119 minutos	0.634	$\beta^+$	PET
Fósforo	P-32	14.3 días	1.7	$\beta^-$	Aplicaciones médicas
Fósforo	P-33	24.4 días	0.248	$\beta^-$	Investigación científica
Azufre	S-35	87.4 días	0.167	$\beta^-$	Investigación científica
Cromo	Cr-51	27.7 días	0.320	$\gamma$	Investigación científica
Cobalto	Co-57	270.7 días	0.014, 0.122, 0.136	$\gamma$	Investigación científica, uso industrial
Cobalto	Co-60	5.27 años	$\beta^-$ : 0.31, $\gamma$ : 1.17, 1.33	$\beta^-$ , $\gamma$	Investigación científica, uso industrial, aplicaciones médicas
Cesio	Cs-137	30.23 años	$\beta^-$ : 0.5120, 1.174, $\gamma$ : 0.6617	$\beta^-$ , $\gamma$	Uso industrial, aplicaciones médicas
Galio	Ga-67	3.2 días	0.091, 0.185, 0.3, 0.394	$\gamma$	Tomografía Computarizada de Emisión Monofotónica (SPECT)
Galio	Ga-68	68 minutos	$\beta^-$ : 1.18, $\gamma$ : 0.511	$\beta^-$ , $\gamma$	PET
Rubidio	Rb-82	75 segundos	0.069	$\beta^-$	PET
Estroncio	Sr-89	50 días	0.909	$\beta^-$	Aplicaciones médicas
Molibdeno	Mo-99	66 horas	$\beta^-$ : 1.2, $\gamma$ : 0.141	$\beta^-$ , $\gamma$	Aplicaciones médicas
Tecnecio	Tc-99m	6 horas	0.141	$\gamma$	SPECT
Indio	In-111	2.8 días	0.171, 0.245	$\gamma$	SPECT
Yodo	I-123	13 horas	0.159	$\gamma$	SPECT
Yodo	I-131	8 días	$\beta^-$ : 0.606, $\gamma$ : 0.637	$\beta^-$ , $\gamma$	Aplicaciones médicas