



**ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO**  
**FACULTAD DE CIENCIAS**  
**CARRERA DE BIOFÍSICA**

**“IMPLEMENTACIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD Y  
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL BUNKER DEL  
LABORATORIO DE TÉCNICAS NUCLEARES SEGÚN LOS  
ESTÁNDARES INTERNACIONALES”**

**TRABAJO DE TITULACIÓN**  
TIPO: TRABAJO EXPERIMENTAL

Presentado para optar al grado académico de:

**BIOFÍSICO**

**AUTOR: ANDERSON STEVE VALLEJO GRANIZO**

**DIRECTORA: Biof. ROSA ORMAZA HUGO MSc.**

Riobamba-Ecuador

2019

**© 2019, Anderson Steve Vallejo Granizo**

Se autoriza la reproducción total o parcial, confines académicos, por cualquier medio o procedimiento, incluyendo la cita bibliográfica del documento, siempre y cuando se reconozca el Derecho de Autor.

Yo, Vallejo Granizo Anderson Steve, declaro que el presente trabajo de titulación es de mi autoría y los resultados del mismo son auténticos. Los textos en el documento que provienen de otras fuentes están debidamente citados y referenciados.

Como autor asumo la responsabilidad legal y académica de los contenidos de este trabajo de titulación; el patrimonio intelectual pertenece a la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo.

Riobamba, 18 de diciembre del 2019

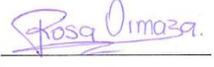


**Anderson Steve Vallejo Granizo**

**C I: 060408900-3**

**ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO**  
**FACULTAD DE CIENCIAS**  
**CARRERA DE BIOFÍSICA**

El Tribunal del Trabajo de Titulación certifica que: El trabajo de titulación; tipo experimental, “IMPLEMENTACIÓN DE NORMAS DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN EL BUNKER DEL LABORATORIO DE TÉCNICAS NUCLEARES SEGÚN LOS ESTÁNDARES INTERNACIONALES”, realizado por el señor ANDERSON STEVE VALLEJO GRANIZO, ha sido minuciosamente revisado por los Miembros del Trabajo de Titulación, el mismo que cumple con los requisitos científicos, técnicos, legales, en tal virtud el Tribunal Autoriza su presentación.

	FIRMA	FECHA
Dr. Richard Williams Pachacama Choca <b>PRESIDENTE DEL TRIBUNAL</b>		2019-12-18
Biof. Rosa Maricela Ormaza Hugo MsC <b>DIRECTORA DE TRABAJO DE TITULACIÓN</b>		2019-12-18
Biof. Vilma Nohemí Yanchapanta Bastidas <b>MIEMBRO DEL TRIBUNAL</b>		2019-12-18

## **DEDICATORIA**

El presente trabajo de titulación se lo dedicó a mi familia que me han apoyado siempre, a mi abuelita Carmelina, que sin ser su hijo me ha criado y educado como uno, a mis padres, Efrain y Susi que con su amor, trabajo y sacrificio en todos estos años he logrado ser un profesional. Gracias infinitas, los amo.

**Anderson**

## **AGRADECIMIENTO**

Agradezco a Dios por bendecirnos la vida, por guiarme a lo largo del camino y darme la sabiduría para la realización de este trabajo. A mi familia mil gracias por su inmenso apoyo y confiar en mí.

A los docentes de la carrera de Biofísica, en especial a la Biof. Rosa Ormaza por impartir sus conocimientos y gracias por sus consejos. También a la Biof. Vilma Yanchapanta por su apoyo en todo momento en la elaboración de mi trabajo de titulación.

**Anderson**

## TABLA DE CONTENIDO

ÍNDICE DE TABLAS.....	x
ÍNDICE DE FIGURAS.....	xi
ÍNDICE DE ANEXOS.....	xii
RESUMEN.....	xiii
SUMMARY.....	xiv
INTRODUCCIÓN.....	1
Identificación del problema.....	3
Justificación del problema.....	4
Antecedentes de la investigación.....	5
Objetivos.....	7
Objetivo General.....	7
Objetivos Específicos.....	7
<b>CAPÍTULO I</b>	
<b>1. MARCO TEÓRICO.....</b>	<b>8</b>
<b>1.1 Radiación.....</b>	<b>8</b>
<b>1.2 Clasificación de la Radiación.....</b>	<b>8</b>
<i>1.2.1 Radiación no Ionizante.....</i>	<i>8</i>
<i>1.2.2 Radiación Ionizante.....</i>	<i>8</i>
<b>1.3 Clasificación de la Radiación Ionizante.....</b>	<b>9</b>
<i>1.3.1 Según su naturaleza.....</i>	<i>9</i>
<i>1.3.2 Según su poder de penetración.....</i>	<i>10</i>
<i>1.3.3 Según su contención.....</i>	<i>11</i>
<b>1.4 Radiactividad.....</b>	<b>12</b>
<i>1.4.1 Tipos de decaimiento radiactivo.....</i>	<i>13</i>
<i>1.4.2 Ley de desintegración radiactiva.....</i>	<i>14</i>

1.4.3	<i>Vida media</i> .....	14
1.4.4	<i>Actividad</i> .....	14
1.4.5	<i>Actividad específica</i> .....	15
1.5	<b>Uranio</b> .....	15
1.5.1	<i>Serie de decaimiento del <math>^{238}\text{U}</math></i> .....	16
1.5.2	<i>Principales aplicaciones</i> .....	17
1.5.3	<i>Localización de la fuente radiactiva</i> .....	17
1.6	<b>Magnitudes y Unidades de Protección Radiológica</b> .....	18
1.7	<b>Coefficiente de atenuación</b> .....	20
1.8	<b>Método TDMP</b> .....	21
1.9	<b>Normas de Seguridad y Protección Radiológica</b> .....	21
1.9.1	<b>Medidas básicas de protección radiológica</b> .....	22

## CAPÍTULO II

2.	<b>MARCO METODOLÓGICO</b> .....	23
2.1	<b>Metodología</b> .....	23
2.2	<b>Metodología para determinar la tasa de dosis ambientales de las áreas internas del bunker</b> .....	23
2.3	<b>Metodología del cálculo de blindaje</b> .....	25
2.3.1	<i>Espectrometría gamma</i> .....	25
2.3.2	<i>Método TDMP</i> .....	25
2.4	<b>Metodología del manual de seguridad y protección radiológica</b> .....	27

## CAPÍTULO III

3.	<b>ANÁLISIS Y RESULTADOS</b> .....	28
3.1	<b>Resultados de la tasa de dosis ambientales</b> .....	28
3.2	<b>Resultados del cálculo de blindaje</b> .....	30
3.2.1	<i>Cálculo del <math>^{238}\text{U}</math></i> .....	31
3.2.2	<i>Cálculo del <math>^{232}\text{Th}</math></i> .....	31
3.2.3	<i>Cálculo del <math>^{226}\text{Ra}</math></i> .....	32

<b>3.2.4</b>	<b><i>Cálculo del <math>^{214}\text{Bi}</math></i></b> .....	33
<b>3.3</b>	<b>Manual de seguridad y protección radiológica</b> .....	34
	<b>CONCLUSIONES</b> .....	35
	<b>RECOMENDACIONES</b> .....	36
	<b>GLOSARIO</b>	
	<b>BIBLIOGRAFÍA</b>	
	<b>ANEXOS</b>	

## ÍNDICE DE TABLAS

<b>Tabla 1-1:</b>	Tipos de decaimientos radiactivos.....	13
<b>Tabla 2-1:</b>	Características de los distintos isótopos radiactivos .....	15
<b>Tabla 3-1:</b>	Isótopos del Uranio.....	16
<b>Tabla 4-1:</b>	Constantes específicas gamma de los distintos isótopos .....	19
<b>Tabla 5-1:</b>	Coeficientes de atenuación lineal en Plomo (Pb) .....	21
<b>Tabla 1-2:</b>	Actividad específica de los isótopos radiactivos de la fuente.....	25
<b>Tabla 1-3:</b>	Tasa de dosis ambiental de la habitación A.....	28
<b>Tabla 2-3:</b>	Tasa de dosis ambiental de la habitación B .....	29
<b>Tabla 3-3:</b>	Tasa de dosis ambiental de las habitaciones C, D, E, F.....	29
<b>Tabla 4-3:</b>	Valores para el cálculo de blindaje del $^{238}\text{U}$ .....	31
<b>Tabla 5-3:</b>	Valores para el cálculo de blindaje del $^{232}\text{Th}$ .....	32
<b>Tabla 6-3:</b>	Valores para el cálculo de blindaje del $^{226}\text{Ra}$ .....	33
<b>Tabla 7-3:</b>	Valores para el cálculo de blindaje del $^{214}\text{Bi}$ .....	34

## ÍNDICE DE FIGURAS

<b>Figura 1-1:</b>	Fuente natural de Uranio.....	9
<b>Figura 2-1:</b>	Tomógrafo Computarizado .....	10
<b>Figura 3-1:</b>	Representación esquemática del poder de penetración de la radiación .....	11
<b>Figura 4-1:</b>	Irradiador gamma Cobalto-60.....	11
<b>Figura 5-1:</b>	Fuentes de $^{192}\text{Ir}$ .....	12
<b>Figura 6-1:</b>	Serie de Decaimiento del Uranio-238.....	16
<b>Figura 7-1:</b>	Bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares .....	17
<b>Figura 1-2:</b>	Esquema del procedimiento de obtención de la tasa de dosis ambiental del bunker .....	24

## **ÍNDICE DE ANEXOS**

**ANEXO A:** CERTIFICADO DE CALIBRACIÓN DEL DETECTOR GEIGER-MÜLLER

**ANEXO B:** ESTUDIO ESPECTROMETRÍA GAMMA DE LA FUENTE RADIATIVA

**ANEXO C:** VALORES DE LAS DOSIS AMBIENTALES DEL BUNKER

**ANEXO D:** VALORES EMPLEADOS EN EL CÁLCULO DE BLINDAJE DE LOS  
DISTINTOS ISÓTOPOS

**ANEXO E:** MANUAL DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

## RESUMEN

La presente investigación tuvo como objetivo general la Implementación de Normas de Seguridad y Protección Radiológica, en el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares según los estándares internacionales, en la Facultad de Ciencias. Para poder implementar las normas de seguridad radiológica, se tuvo que determinar la tasa de dosis equivalente ambiental del bunker, ya que en dicha instalación se encuentra una fuente emisora de radiación, para esto se tomaron valores de dosis ambientales en puntos cercanos a la fuente. Además, se realizó el cálculo de blindaje a la fuente radiactiva con el método de Tasa de Dosis Máxima de Proyecto (TDMP), para los isótopos radiactivos con mayor actividad que conforman la piedra radiactiva. Como resultado se obtuvo que el blindaje debe tener un espesor de 4.52cm en plomo (Pb), para cumplir con los límites de dosis recomendados por la OIEA. También, se desarrolló un manual de seguridad para el bunker, con lo cual se busca iniciar la habilitación del mismo, en éste, se puntualiza límites de dosis, señalización, identificación de zonas controladas y supervisadas, entre otras. Finalmente, se recomienda que la fuente se encuentre dentro del contenedor con las medidas dadas en el Trabajo de Titulación y que el manual se encuentre al alcance de todo el personal politécnico.

**Palabras clave:** <PROTECCIÓN RADIOLÓGICA>, <BUNKER>, <TASA DE DOSIS EQUIVALENTE AMBIENTAL>, <FUENTE EMISORA DE RADIACIÓN>, <BLINDAJE>, <TASA DE DOSIS MÁXIMA DE PROYECTO>.



## SUMMARY

The general objective of the present research was the Implementation of Safety and Radiological Protection Standards, in the bunker of the Laboratory of Nuclear Techniques according to international standards, in the Faculty of Sciences. In order to implement the radiological safety standards, the rate of environmental equivalent dose of the bunker had to be determined, since a radiation emitting source is found in this facility, for this, environmental dose values were taken at points near to the source. In addition, the calculation of shielding to the radioactive source was carried out with the method of Maximum Project Dose Rate (RDMP), for the radioactive isotopes with greater activity that make up the radioactive stone. As a result, it was obtained that the shield should have a thickness of 4.52cm in lead (Pb), to comply with the dose limits recommended by the IAEA. Also, a safety manual for the bunker was elaborated, which seeks to initiate the authorization of the same, in this one, dose limits, signaling, identification of controlled and supervised areas, among others, are specified. Finally, it is recommended that the source should be inside the container with the measures given in the Titling Work and that the manual should be available to all the polytechnic personnel.

**Keywords:** <RADIOLOGICAL PROTECTION>, <BUNKER>, <EQUIVALENT ENVIRONMENTAL DOSE RATE>, <RADIATION ISSUING SOURCE>, <SHIELDING>, <MAXIMUM PROJECT DOSE RATE>.



## INTRODUCCIÓN

Al momento de hablar sobre la radiación ionizante y la utilización de la misma, lo primero que se debe tomar en consideración son las normas de seguridad y protección radiológica, ya que, gracias al conocimiento y cumplimiento de esto, se facilita un trabajo seguro para las personas que se encuentren en el entorno de lo que es la radiación. A lo largo de los años, la radiación se ha convertido en un elemento muy beneficioso y utilizable para el ser humano y el medio ambiente en general, pero al mismo tiempo se vuelve muy peligroso si no se lo maneja de una manera adecuada. Por este motivo, su utilización debe estar bajo las reglas y el control de una entidad reguladora que maneje este tipo de situaciones.

Al analizar esto, se debe conocer que el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), es una organización independiente de las Naciones Unidas que se encarga de procurar acelerar y aumentar la contribución de energía atómica a la paz; mientras que a nivel nacional la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN) es una organización gubernamental el cual tiene como objetivo proponer y controlar el uso de las aplicaciones de técnicas nucleares en todo el país.

Actualmente, en la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo (ESPOCH), en el bunker del laboratorio de Técnicas Nucleares se encuentra una fuente emisora de radiación, además dicho bunker no cumple con las normas de seguridad y protección radiológica, por lo cual la presente investigación trata de implementar las normas de seguridad, realizando el cálculo para la fuente de radiación y ejecutar un manual de seguridad radiológica para el bunker.

Dentro de este Trabajo de Titulación en el Capítulo I, presenta la identificación del problema, la justificación del mismo y los antecedentes de investigación similares al trabajo de titulación que han sido realizados alrededor del mundo, además presenta los objetivos planteados a base del tema para la realización de la presente investigación.

En el Capítulo II, se muestra las bases teóricas necesarias para la comprensión del trabajo, el cual contiene los siguientes puntos: una rápida introducción a las radiaciones ionizantes y su clasificación, también los tipos de decaimiento radiactivos, magnitudes y unidades de protección

radiológica; para la elaboración del cálculo de blindaje se explica el método de tasa de dosis máxima de proyecto (TDMP) y finalmente normas de seguridad y protección radiológica.

En el Capítulo III, se describe el marco metodológico para determinar la tasa de dosis ambientales del bunker, la selección de los puntos a medir las dosis, la metodología para la realización del cálculo de blindaje y también la guía para la elaboración del manual de seguridad y protección radiológica.

Finalmente, en el Capítulo IV, se describe la interpretación de los resultados de la toma de dosis ambientales del interior del bunker, los resultados del cálculo de blindaje para los distintos isótopos radiactivos, también reposa el manual de seguridad y protección radiológica del bunker, las conclusiones que se lograron y las recomendaciones de este trabajo de titulación.

## **Identificación del problema**

La radiactividad es un fenómeno natural en donde el núcleo atómico emite varios tipos de partículas (Soria, 2003, p. 115). Las radiaciones tienen diversas aplicaciones beneficiosas, que van desde el uso para la generación de electricidad hasta la medicina. Pero el manejo de este tipo de material también conlleva a muchos riesgos, sino se lo utiliza de una manera adecuada, por ello todo lo relacionado al manejo de sustancias radiactivas deben estar sujetos a ciertas normas de seguridad.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), ha publicado diversas normas de seguridad en las que se establecen los requisitos del control reglamentario de los materiales radiactivos, en los cuales se proporciona orientación sobre la seguridad física de las fuentes, para poder controlar los riesgos relacionados con la radiación ionizante (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2013, p. 12).

Existen fuentes generadoras y emisoras de radiación, las cuales son utilizadas con diferentes fines, en el caso de la fuente emisora, se utilizan recipientes sólidos con el fin de impedir la fuga del material radiactivo. El objetivo principal de estos recipientes o contenedores es reducir la exposición a la radiación externa que esta fuente produce (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2009, p. 1).

Se han presentado casos en donde se han utilizado materiales radiactivos, sin antes establecer un sistema de control basado en estos requisitos, por consiguiente, pueden existir fuentes radiactivas fuera del control reglamentario, que llegarían a introducirse en el medio ambiente en general (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2013, p. 24).

A lo largo de la historia, según la OIEA se han encontrado fuentes huérfanas, las cuales fueron recuperadas, este problema se debe a muchos factores, uno de ellos es la falta de profesionalismo del personal que trabajan con estos elementos emisores de radiación; los cuales pueden ser olvidados debido a la jubilación del personal o cierre de la instalación; o también se encuentran casos donde traficantes ilícitamente pueden estar almacenando fuentes radiactivas con fines funestos (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2013, p. 56).

En la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo, el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares, cuenta con una fuente emisora de radiación, la cual no se encuentra confinada dentro de un blindaje adecuado, al igual este espacio no cumple con las normas de seguridad y protección radiológica, establecidas por la entidad reguladora Nacional, que, en el caso del Ecuador, es la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN).

En el bunker, no se ha realizado este tipo de estudios, por lo cual, es necesario hacerlo para poder dar uso a esta instalación y lograr que la fuente radiactiva se encuentre en su respectivo contenedor, pudiendo controlar la exposición a la radiación a su alrededor ya que esto puede ser peligroso para estudiantes y trabajadores de la ESPOCH.

### **Justificación del problema**

La aplicación de energía ionizante es un patrimonio científico y técnico de la civilización moderna, abarcando diversas áreas industriales y médicas. La exposición a la radiación ionizante es un serio problema de salud en el Ecuador, razón por la cual es necesario reglamentar y controlar las actividades que incorporen exposición potencial de las mismas. La SCAN, manifiesta que es obligación reglamentar la producción, adquisición, transporte, importación, utilización y manejo de elementos fisionables y reactivos con el objetivo de proteger a las personas y al ambiente en general contra los efectos nocivos de las radiaciones (Consejo Supremo de Gobierno del Ecuador, 1979, p. 1).

Con el desarrollo de este estudio lo que se busca, es realizar un cálculo de blindaje para la fuente de radiación y, desarrollar un documento que incorpore las normas de seguridad y protección radiológica para el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares, con el fin de lograr un mejor manejo de la fuente y así poder usar de manera adecuada dicha instalación.

Con la realización de este trabajo, se contribuirá con el Plan Nacional de Desarrollo Toda una Vida, enmarcado en el Objetivo 1, el cual dice “*garantizar una vida digna con iguales oportunidades para todas las personas*”, y a su vez este estudio aportará con el Objetivo 3, el cual estipula, “*garantizar los derechos de la naturaleza para las actuales y futuras generaciones*” (Secretaría Nacional de Planificación y Desarrollo, 2017, p. 53).

Por lo antes mencionado, es importante la realización de este trabajo, ya que la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo cuenta con docentes de investigación en el área del tema y con los instrumentos necesarios para la realización del cálculo de blindaje.

## Antecedentes de la investigación

María Alicia Carregado y Lila Trujillo, en el año 2001, realizaron una recopilación de los accidentes e incidentes producidos a lo largo de la historia en la América Latina y el Caribe, en donde el accidente más antiguo data del año de 1962 en México, debido a una fuente huérfana de  $^{60}\text{Co}$  la cual era utilizada en radiografía industrial, un niño recogió la fuente y la llevó a casa, al trascurrir los días los familiares presentaron eritemas y daños en la región abdominal y escrotal, dicho accidente dejó como resultado la muerte de cuatro integrantes de la familia y uno con lesión (Carregado & Trujillo, 2001, p. 1). Por otro lado, la falta de seguridad y competencia también pueden producir incidentes como lo fue en Perú, en donde un equipo de gammagrafía industrial fue hallado abandonado en la vía pública, dicho suceso había sido notificado por una persona de la localidad, quien identificó las señales de advertencia, y puso en aviso a la autoridad nacional; este equipo contenía una fuente de  $^{192}\text{Ir}$  cuya actividad era de 11 GBq, encontrándose sin condiciones de seguridad. Los niveles de dosis, medidos a un metro y en contacto con el equipo eran entre 0.6 $\mu\text{Sv/h}$  y 5 $\mu\text{Sv/h}$  respectivamente (Carregado & Trujillo, 2001, p. 38).

Hay ocasiones en donde el incidente no depende de los operadores sino de los equipos, esto sucedió en Lima-Perú, en donde la fuente de  $^{192}\text{Ir}$  utilizada para verificación de fisuras quedó dentro del tubo que se analizaba, sin percatarse el operador retiró el tubo guía sin la fuente. En este caso, el personal de protección radiológica actuó rápido, logrando que la irradiación se diera por menos de un minuto, teniendo como resultado una dosis de irradiación de cuerpo entero al operador de 1.86 Gy (Lachos & Marquez, 2014, pp. 853-864).

A raíz del descubrimiento de la radiación ionizante se abrieron diversos campos de utilización para el beneficio del ser humano, pero al mismo al tiempo podría ser perjudicial sino se lo sabe usar. La exposición a la radiación puede causar diferentes enfermedades las cuales podrían llegar a ser mortales por eso es necesario aplicar ciertas normas de seguridad y protección radiológica. Mercedes Preciado y Verónica Luna, en el año 2010, realizaron una recopilación de las Normas de Protección y Seguridad Radiológica, basándose en la Norma Oficial Mexicana NOM-157-SSA1-1996, esto se lo realizó en el Instituto Nacional de Cancerología de México, en donde se pudo detallar que se debe establecer previsiones que permitan la dispersión de la contaminación y faciliten las actividades de descontaminación, establecer una vigilancia de contaminación radiactiva antes durante y después de los procesos que involucren la utilización de material radiactivo. Además, se puntualiza las reglas fundamentales de la protección contra la radiación ionizante que son la distancia, blindaje y tiempo; por otro lado, el Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE), debe cumplir reglas y procedimientos específicos a sus funciones, hacer un

adecuado uso de los equipos de protección y de dispositivos de vigilancia radiológica. Otro de los puntos importantes es la limitación de dosis el cual la dosis anual para el POE es de 50mSv/año, para mujeres embarazadas 15mSv/año y para público en general es 5mSv/año. Se llegó a la conclusión de que es fundamental que los profesionales que trabajan en el área de radiación ionizante conozcan dichas normas de seguridad radiológica la cual orientará a un buen manejo de éstas y, a tomar medidas de protección radiológica (Preciado & Luna, 2010).

Nestor Cornejo Díaz entre otros, en el año 2004, realizaron un cálculo de blindaje para distintas fuentes emisoras de radiación:  $^{60}\text{Co}$  e  $^{192}\text{Ir}$ , también lo realizaron para una fuente generadora de un equipo de tomografía computarizada y un acelerador dual de energía máxima de fotones igual a 15MeV. Usaron dos métodos para realizar el cálculo de blindaje para luego comparar resultados, uno de ellos es el método de la TDMP lo cual significa “*tasas de dosis máxima de proyecto*”, el cual consiste en obtener el factor de atenuación por medio de la dosis producida por la fuente y la dosis máxima que se quiere tener; la dosis de la fuente se la obtiene mediante la actividad del nucleido, la constante gamma y la distancia. Por otro lado, utilizaron el método de cálculo basados en el cumplimiento de límite de dosis aplicables en un periodo dado a partir de tiempos reales de exposición (TRE), el cual es deducido mediante el TDMP incluyendo otros factores principales como la carga de trabajo, factor de uso y el factor de ocupación. Aplicando ambos métodos se obtuvieron resultados con diferencias importantes en los espesores de blindaje, en el acelerador lineal con el método TDMP y el TRE se obtuvo un espesor de 250 y 200cm de concreto (densidad=2.35g/cm<sup>3</sup>) respectivamente, para el  $^{60}\text{Co}$  un grosor de 115 y 100cm, para el tomógrafo de 14 y 10.9cm y por último para la fuente de  $^{192}\text{Ir}$  donde no hubo diferencia con un grosor de 50cm. Se concluyó que el método adecuado a utilizar es el TRE, ya que abarca puntos importantes como el factor de ocupación y la carga de trabajo, también que se puede mantener la dosis por debajo de las restricciones establecidas con un ahorro importante de material de blindaje en cuestión (Cornejo, et al., 2004).

## **Objetivos**

### **Objetivo General**

Implementar las normas de seguridad y protección radiológica en el Laboratorio de Técnicas Nucleares según los Estándares Internacionales.

### **Objetivos Específicos**

- Determinar la tasa de dosis equivalente ambiental en cada una de las áreas internas del bunker.
- Desarrollar el cálculo de blindaje para la fuente emisora de radiación.
- Elaborar un manual de procedimientos con las normas de seguridad y protección radiológica para el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares según los estándares internacionales.

# CAPÍTULO I

## 1. MARCO TEÓRICO

### 1.1 Radiación

La radiación es una forma de energía que se la puede encontrar en todas partes del mundo, ya sea de forma natural o artificial. Se la puede definir como la emisión, propagación y transferencia de energía ya sea en forma de ondas o partículas (Consejo de Seguridad Nuclear, 2010, p. 6).

### 1.2 Clasificación de la Radiación

#### 1.2.1 *Radiación no Ionizante*

Como su nombre lo dice no ionizante, es aquella que no poseen la suficiente energía para poder ionizar a la materia (Bushong, 2013). A este tipo de radiación se lo puede clasificar en dos grandes grupos, como lo son los campos electromagnéticos y las radiaciones ópticas (Instituto Sindical de Trabajo, Ambiente y Salud, 2007).

#### 1.2.2 *Radiación Ionizante*

Nosotros como seres humanos a diario recibimos radiación ionizante natural proveniente del sol, rayos cósmicos o de elementos radiactivos que conforman la corteza terrestre (Consejo de Seguridad Nuclear, 2010, p. 7). Este tipo de radiación posee una alta energía, la cual, tiene la capacidad de ionizar la materia y capaz de eliminar electrones de los átomos. La radiación ionizante se la clasifica en radiación electromagnética o partículas (alfa, beta o neutrones) (Beyadeoglu, et al., 2010, p. 4).

### 1.3 Clasificación de la Radiación Ionizante

A las radiaciones ionizantes se las puede clasificar de diferentes maneras como se muestra a continuación.

#### 1.3.1 Según su naturaleza

**Fuentes naturales:** Los seres vivos recibimos radiación proveniente de origen natural ya sea de los rayos cósmicos como también elementos radiactivos que se encuentran en el agua y alimentos que ingerimos diariamente (Consejo de Seguridad Nuclear, 2010, p. 23). El radón es la mayor fuente de radiación natural ambiental y conjunto con las fuentes antes mencionadas anualmente producen una dosis de 3mSv al año (Bushong, 2013).



**Figura 1-1.** Fuente natural de Uranio

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

**Fuentes artificiales:** El ser humano además de recibir radiación proveniente de fuentes naturales está expuesto a radiación artificial proveniente de aparatos de rayos X, isótopos radiactivos producidos artificialmente por el hombre los cuales son utilizados en la medicina, industria o la investigación (Soria, 2003, p. 134). La radiación que se produce artificialmente por el hombre al año es una dosis de 3.2 mSv aproximadamente (Bushong, 2013).



**Figura 2-1.** Tomógrafo Computarizado

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

### ***1.3.2 Según su poder de penetración***

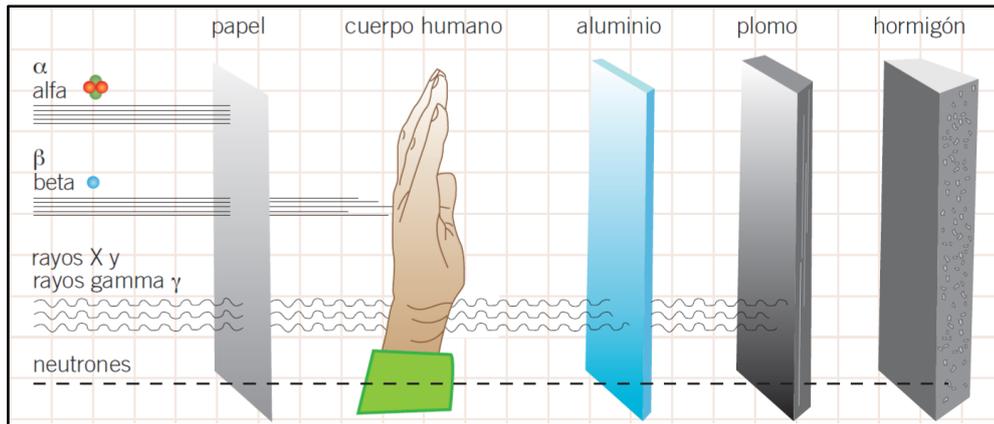
**Partículas alfa ( $\alpha$ ):** Una partícula alfa consta de dos protones y dos neutrones la cual es idéntico al núcleo de un átomo de Helio  ${}^4_2\text{He}$ , algunos materiales radiactivos naturales emiten dichas partículas, como lo son: el uranio, torio y radio (Busherg, et al., 2002, p. 34). Su poder de ionización es muy alto lo cual hace muy peligroso al contacto, pero en cambio su poder de penetración es muy bajo, logrando así frenarlo con una hoja de papel (Streber, 1983, p. 17).

**Partículas beta ( $\beta$ ):** Son electrones o positrones las cuales poseen una masa menor en comparación con las partículas alfa (Streber, 1983, p. 25). Su poder de ionización es menor comparadas con las partículas alfa pero mayor poder de penetración para los materiales (Sanchez, et al., 2015, p. 45).

**Neutrones:** A diferencia de las partículas  $\alpha$  y  $\beta$  estas no tienen carga por lo cual, poseen una penetración muy grande en la materia (Kane & Sternhrim, 1989).

**Rayos X:** Son radiaciones electromagnéticas, por lo cual no poseen masa, en donde su energía y su poder de penetración va a depender de su longitud de onda, la cual va de los 10nm hasta los 0.01nm del espectro electromagnético (Pifarré, et al., 2004, p. 22).

**Rayos gamma ( $\gamma$ ):** Como sucede en los rayos x, los rayos  $\gamma$  no poseen masa ni carga, lo que los hace tener un gran poder de penetración en la materia siendo así, que los materiales que pueden frenar este tipo de radiación son los elementos de alto número atómico como el plomo (Gonzales, 2001, p. 83).



**Figura 3-1.** Representación esquemática del poder de penetración de la radiación

**Fuente:** (Consejo de Seguridad Nuclear, 2010)

### 1.3.3 Según su contención

**Fuentes radiactivas encapsuladas:** Aquellas fuentes que por lo general son utilizadas en braquiterapia y radioterapia, donde el material radiactivo se encuentra herméticamente cerrado y sellado dentro de un contenedor de material no radiactivo el cual su función principal es impedir la fuga del mismo (Servicio Vasco de Salud-Osakidetza, 2018, p. 49).



**Figura 4-1.** Irradiador gamma Cobalto-60

**Fuente:** (Universidad de Santiago de Compostela, 2015)

**Fuentes radiactivas no encapsuladas:** Contienen sustancias radiactivas ya sean sólidas, líquidas o gaseosas, las cuales, pueden ser extraídas de su contenedor parcialmente y ser manipuladas en el exterior (Servicio Vasco de Salud-Osakidetza, 2018, p. 49).



**Figura 5-1.** Fuentes de  $^{192}\text{Ir}$

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

## 1.4 Radiactividad

Como se ha mencionado antes, las fuentes de radiación pueden ser de origen tanto natural como los isótopos radiactivos que se encuentran en la naturaleza y, artificial la cual provienen de transformaciones nucleares provocadas por el hombre (Cornago, et al., 2013).

Existen tanto núcleos estables como también inestables, cuando un núcleo es inestable se manifiesta a través de la emisión de partículas y de rayos gamma, al emitirse esta partícula o radiación da lugar a un nuevo nucleido, el cual, a su vez puede ser un isótopo radioactivo y así de igual manera el proceso continúa hasta que se forme un nuevo nucleido estable (Garzón Ruipérez, 1979, p. 19).

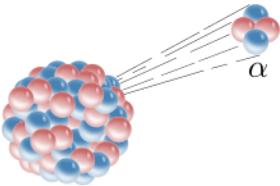
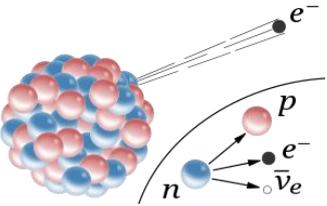
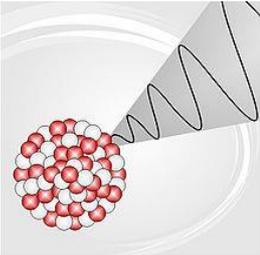
Hoy en día el uso de la radiactividad tiene un sin número de aplicaciones, algunas de ellas se lo realizan en la industria como la medida del espesor de diferentes materiales, el análisis de suelos y construcción de carreteras para poder medir la humedad, en ámbitos de investigación, pero el enfoque mayor es hacia la medicina donde se lo utiliza en el diagnóstico y tratamiento de enfermedades (Etrasa, 2008, pp. 18-21).

Los riesgos que asocian al uso de las radiaciones ionizantes pueden incluir a trabajadores, población y el ambiente en general, por lo cual, es necesario evaluar y controlar este tipo de aplicaciones (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2016).

### 1.4.1 Tipos de decaimiento radiactivo

En la tabla 1-2 se describe de manera detallada los distintos tipos de decaimiento radiactivo.

**Tabla 1-1:** Tipos de decaimientos radiactivos

Tipo de Decaimiento	Ecuación de Desintegración	Definición
<p><b>Decaimiento alfa (<math>\alpha</math>)</b></p> 	$X_Z^A \rightarrow Y_{Z-2}^{A-4} + He_4^4$	<p>Es una variante de desintegración radiactiva, mediante en el proceso se emiten partículas de núcleos de <math>{}^4_2He</math> el cual da lugar a un nuevo elemento.</p>
<p><b>Decaimiento beta (<math>\beta</math>)</b></p> 	<p>Beta Positivo (<math>\beta^+</math>)</p> $X_Z^A \rightarrow Y_{Z-1}^A + e^+$ <p>Beta Negativo (<math>\beta^-</math>)</p> $X_Z^A \rightarrow Y_{Z+1}^A + e^-$	<p>Un núcleo inestable emite una partícula <math>\beta</math> para poder lograr una estabilidad entre los protones y los neutrones, dando lugar a un nuevo elemento más un electrón o un positrón dependiendo del tipo de decaimiento.</p>
<p><b>Decaimiento gamma (<math>\gamma</math>)</b></p> 	$X_Z^A \rightarrow X_Z^A + \gamma$	<p>Este proceso ocurre después de un decaimiento <math>\alpha</math> o <math>\beta</math>, en donde el paso de un núcleo en su estado excitado va a su estado base mediante la emisión de un fotón de energía denominado rayos gamma, ni su número ni masa atómica cambian.</p>

**Fuente:** (Cruz Bastida & García Hernández, 2005, pp. 218-219)

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

### **1.4.2 Ley de desintegración radiactiva**

De acuerdo con José Iturbe (2001, p. 71), se considera un material con una población  $N$  de núcleos radiactivos en un tiempo  $dt$  demasíadamente corto, tal que  $N$  no varíe, donde  $N_0$  es el número de núcleos iniciales y; el número de núcleos que desaparecerán es:

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

La desintegración de un núcleo radiactivo se produce de forma aleatoria, cada núcleo radiactivo tiene la misma probabilidad de desintegración en la unidad de tiempo, esta probabilidad se la conoce como constante radiactiva ( $\lambda$ ) la cual tiene su unidad de tiempo a la inversa ( $s^{-1}$ ) (Iturbe García, 2001, p. 71).

### **1.4.3 Vida media**

Según Antonio Ferrer Soria (2003, p. 117), define a la vida media o semiperiodo como el tiempo necesario que debe trascurrir para que el número de átomos se reduzca a la mitad de números de sus átomos iniciales.

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (2)$$

### **1.4.4 Actividad**

Se la simboliza mediante la letra ( $A$ ), es la radiactividad de un elemento, es el número total de desintegraciones por unidad de tiempo; ya sea en años, horas o minutos (Iturbe García, 2001, p. 74). Su unidad es el Becquerel (Bq) o el Curie (Ci).

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda t} \quad (3)$$

### 1.4.5 Actividad específica

Se la simboliza con la letra (S), la cual representa el número de actividad en Bq o Ci, por unidad de masa o volumen de la fuente (Iturbe García, 2001, p. 82).

$$S = \frac{A}{m} \quad (4)$$

En la tabla 2-2 se muestran los tipos de decaimiento radiactivo y los valores de vida media de distintos isótopos radiactivos.

**Tabla 2-1:** Características de los distintos isótopos radiactivos

Nombre	Isotopo Radiactivo	Tipo de Decaimiento	Vida Media
Uranio	$^{238}U$	$\alpha$	$4.47 * 10^9 a$
Uranio	$^{235}U$	$\alpha$	$7.04 * 10^8 a$
Radio	$^{226}Ra$	$\alpha, \gamma$	$1600 a$
Radón	$^{222}Rn$	$\alpha$	$3.82 d$
Bismuto	$^{214}Bi$	$\alpha, \beta^-, \gamma$	$19.9 min$
Plomo	$^{214}Pb$	$\beta^-, \gamma$	$27.06 min$
Plomo	$^{212}Pb$	$\beta^-$	$10.64 h$
Plomo	$^{210}Pb$	$\beta^-$	$22.20 a$
Torio	$^{232}Th$	$\alpha$	$1.40 * 10^{10} a$
Actinio	$^{228}Ac$	$\beta^-$	$6.15 h$

Fuente: (National Nuclear Data Center, 2015)

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

## 1.5 Uranio

El uranio es el elemento más pesado que se encuentra en la naturaleza con un número de atómico de 92, es un elemento metálico, radiactivo y de color gris. De forma natural el uranio se muestra como una mezcla de tres isótopos como el  $^{234}U$ ,  $^{235}U$  y el  $^{238}U$ , este último se encuentra en mayor porcentaje (Greenpeace, 2012, p. 3).

Se presenta en la naturaleza en muy bajas concentraciones en rocas, aguas y tierra, este elemento es muy radiactivo, con su tiempo de vida media largo, lo cual lo hace muy dañino y perjudicial para la salud de los seres vivos (D'Addario, 2018, p. 44).

**Tabla 3-1:** Isótopos del Uranio

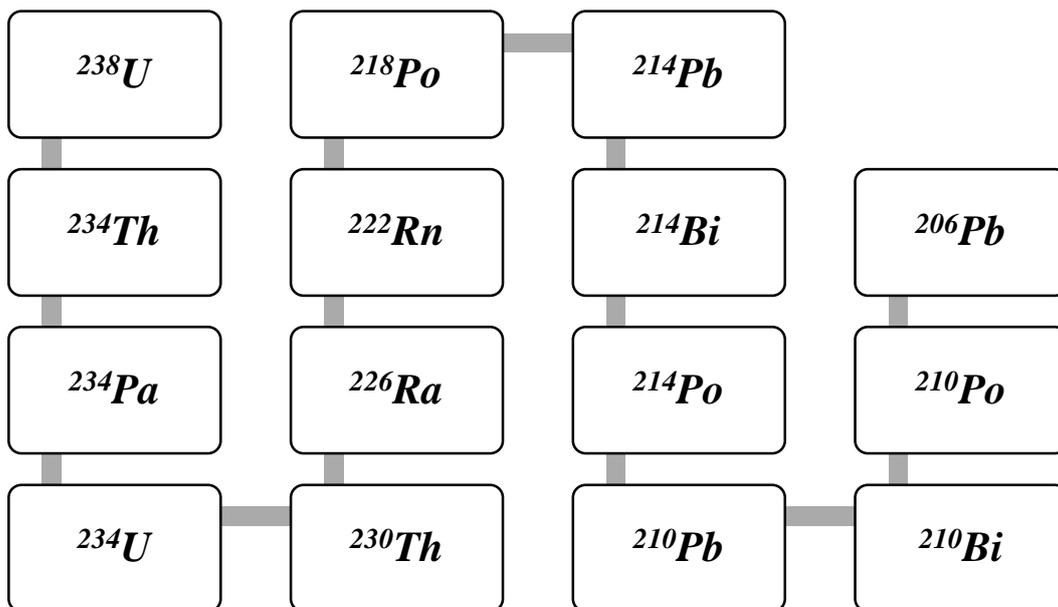
Isótopo	Porcentaje de Uranio Natural	Número de Protones	Número de Neutrones
Uranio-238	99.284	92	146
Uranio-235	0.711	92	143
Uranio-234	0.0055	92	142

Fuente: (Greenpeace, 2012)

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

### 1.5.1 Serie de decaimiento del $^{238}\text{U}$

Los elementos radiactivos tienen distintas características, una de ellas es su decaimiento radiactivo, el  $^{238}\text{U}$  tiene una larga cadena de desintegración radiactiva hasta lograr llegar a su elemento estable que es el  $^{206}\text{Pb}$ , dentro de la serie de desintegración radiactiva aparece un isótopo, el  $^{230}\text{Th}$ , el cual es el que más vida media tiene de la cadena de desintegración con un valor de 75 millones de años.



**Figura 6-1.** Serie de Decaimiento del Uranio-238

Fuente: (Greenpeace, 2012)

### ***1.5.2 Principales aplicaciones***

En la actualidad el uranio tiene diversas aplicaciones que va desde la industria hasta la investigación, es el principal combustible primario para obtener energía nuclear, al bombardear neutrones de  $^{235}\text{U}$ , el núcleo se fracciona y forma otros neutrones, los cuales pueden volver a chocar produciendo así una reacción en cadena, el cual da como resultado una cantidad enorme de energía liberada (Martínez, et al., 2004, p. 80). En la actualidad alrededor del mundo existen 435 reactores nucleares que son utilizados para poder generar electricidad (Greenpeace, 2012, p. 6).

Por sus propiedades únicas, se lo utiliza en aplicaciones tanto con fines militares como civiles, por lo cual, sería posible fabricar una bomba atómica con el isótopo  $^{235}\text{U}$ , un ejemplo de esto es la bomba que detonó en la ciudad de Hiroshima (Greenpeace, 2012, p. 6).

### ***1.5.3 Localización de la fuente radiactiva***

La Escuela Superior Politécnica de Chimborazo cuenta con una fuente emisora de radiación, dicha fuente tiene el aspecto de una roca y su isótopo radiactivo principal es el  $^{238}\text{U}$ , está ubicada en el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares de la Facultad de Ciencias.



**Figura 7-1.** Bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

## 1.6 Magnitudes y Unidades de Protección Radiológica

Al hablar del uso de fuentes de radiaciones ionizantes ya sea en aplicaciones médicas, científicas e industriales, es necesario definir las magnitudes y unidades que permitan precisar de manera cuantitativa la radiación (Soria, 2003, p. 135). Precisamente el Organismo Internacional, Commission Radiation Units (ICRU), se encarga del desarrollo de recomendaciones internacionales de cantidades y unidades de radiación (International Commission Radiation Units, 2011, p. 23).

Según el reporte del ICRU-85 algunas de las magnitudes dosimétricas son:

### *Exposición*

Según el organismo International Commission Radiation Units (2011, p. 24), la exposición es la relación entre  $dQ$  y  $dm$ , donde  $dQ$  es el valor absoluto de la carga de iones de un signo producido cuando todos los electrones y positrones son liberados o creados por fotones incidentes en una masa  $dm$ .

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (5)$$

### *Dosis Absorbida*

Dicha magnitud ayuda a medir la energía que se deposita en cierta unidad de masa. La dosis absorbida se la define como la relación entre  $\overline{d\bar{\epsilon}}$  y  $dm$ , en donde  $\overline{d\bar{\epsilon}}$  es la energía impartida por la radiación ionizante a una masa  $dm$ . Entonces los efectos que la radiación produce en cierta sustancia o cuerpo pueden ser determinados por la energía que dicha sustancia absorbe (Soria, 2003, p. 138).

Su unida histórica es el rad, pero en el sistema internacional de medida (SI) es el gray (Gy).

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (6)$$

### ***Tasa de Exposición***

La exposición y la dosis absorbida fueron definidas independiente del tiempo, algo que hay que tomar en cuenta ya que no será lo mismo estar expuesto a fuente de radiación un minuto a comparación con una hora. Ya sea tasa de exposición o dosis, va a ser la exposición o dosis que se recibirá en condiciones constantes por unidad de tiempo (Soria, 2003, p. 139). Es la relación entre  $dX$  y  $dt$ , donde  $dX$  es el incremento de la exposición en un intervalo de tiempo, su unidad es el C/kg s. (International Commission Radiation Units, 2011, p. 25).

$$\dot{X} = \frac{\Delta X}{dt} = \frac{\tau \cdot A}{d^2} \quad (7)$$

### ***Tasa de Dosis Absorbida***

Es la relación entre  $dD$  y  $dt$ , donde  $dD$  es el incremento de dosis absorbida que ha transcurrido en un intervalo de tiempo y su unida en el SI es el J/kg s (International Commission Radiation Units, 2011, p. 28).

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (8)$$

### ***Constante específica gamma***

También llamados factor gamma ( $\tau$ ), son valores constantes característicos para cada nucleido que indica el valor de la tasa de dosis en (Sv/h) que genera una fuente puntual a un metro de distancia por unidad de actividad. Dichas contantes son utilizadas para con frecuencia en el ámbito de protección radiológica (Unger & Trubey, 1982, p. 12).

**Tabla 4-1:** Constantes específicas gamma de los distintos isótopos

<b>Isótopo</b>	<b>Constante gamma (<math>\frac{mSv m^2}{h Ci}</math>)</b>
$^{238}U$	0.65
$^{235}U$	3.38
$^{232}Th$	0.68
$^{222}Rn$	0.0026
$^{226}Ra$	0.12
$^{214}Bi$	8.32

Fuente: (Unger & Trubey, 1982)

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

## 1.7 Coeficiente de atenuación

El coeficiente de atenuación lineal depende de la energía de la radiación, la absorción parcial de esta energía se denomina atenuación (Glasstone & Sesonsk, 1968, p. 56).

De acuerdo con Fernando Finestres (2005, p. 21), al atravesar un haz de radiaciones por un medio material se producen diferentes interacciones, las cuales dependen en función de su energía, como consecuencia de ella se observa que:

- Un haz primario que atraviesa el material sin interaccionar.
- Se produce radiación difusa o también llamada radiación dispersa los cuales son fotones que salen en direcciones distintos al haz incidente.
- Parte de la radiación incidente es absorbida por el medio material.

Al sumar la energía total de la radiación incidente detectada, al atravesar el material con la radiación dispersa se tiene como resultado que su energía es menor al haz incidente primario, a este fenómeno se lo conoce como atenuación de la radiación al atravesar un medio (Finestres, 2005, p. 21).

Al paso de la radiación a través de un material se lo caracteriza por la ley de atenuación exponencial, la cual establece una relación existente entre la intensidad del número de fotones del haz incidente, haz primario y de la radiación dispersa. Esto se da, a medida que va avanzando el haz de energía en el material este va arrancando fotones individualmente, de manera proporcional a lo que existe en el haz incidente (Finestres, 2005, p. 21).

La relación exponencial entre la intensidad del haz incidente y, del haz detectado tras atravesar un medio material viene dado por la ecuación 9:

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (9)$$

En donde  $I$  viene a ser la intensidad del haz primario,  $I_0$  intensidad del haz incidente y  $e^{-\mu x}$  la atenuación, donde  $\mu$  es el coeficiente de atenuación lineal del medio atravesado y  $x$  es el espesor del material.

El coeficiente de atenuación lineal  $\mu$ , muestra la probabilidad de que un fotón puede sufrir una interacción en la unidad de longitud del material absorbente (Mompín Poblet, 1988). Su valor depende del medio material y de la energía de los fotones incidentes, aumenta la atenuación al incrementar su número atómico  $Z$  del absorbente y disminuyen al incrementar la energía de la radiación.

Cuanto mayor sea el coeficiente atenuación lineal, se vuelve más probable la interacción de la radiación con la materia y, por lo tanto, se atenuará más el haz de radiación incidente (Finestres, 2005, p. 21).

En la tabla 5-2 se muestran los coeficientes de atenuación lineal en plomo del uranio, torio, bismuto y el radio.

**Tabla 5-1:** Coeficientes de atenuación lineal en Plomo (Pb)

<b>Isótopo</b>	<b>Coefficiente de atenuación lineal (Pb) (<math>cm^{-1}</math>)</b>
$^{238}U$	0.674
$^{228}Th$	828.7
$^{214g}Bi$	0.673
$^{226}Ra$	18.693

Fuente: (Unger & Trubey, 1982)

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

## 1.8 Método TDMP

De acuerdo con el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) (2010, p. 6), el objetivo fundamental de la seguridad es, proteger a las personas y al medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante, dentro de la radiación externa tiene como principio reducir las dosis recibidas de manera que las dosis se mantengan tan bajas como sea razonablemente posible.

Durante mucho tiempo se ha utilizado el diseño TDMP lo cual significa tasa de dosis máximas de proyecto, es usado para el cálculo de blindaje, con el objetivo de proteger zonas que se encuentren expuestas a fuentes radiactivas (Cornejo, et al., 2004, p. 2).

## 1.9 Normas de Seguridad y Protección Radiológica

La utilización de la radiación ionizante debe estar normalizada por algún ente regulador, a nivel internacional el organismo que se encarga es la OIEA, con el fin de garantizar la protección de las personas y del medio ambiente contra los efectos nocivos de la radiación ionizante (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2016, p. 10).

Las normas de seguridad de la OIEA establecen principios fundamentales de seguridad, requisitos y medidas para poder controlar la exposición de las personas a las radiaciones y también de la emisión de materiales radiactivos al medio ambiente. Las normas de seguridad y protección radiológica, son aplicables a instalaciones y actividades que dan lugar a la utilización de radiación ionizante (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2016, p. 12).

### **1.9.1 Medidas básicas de protección radiológica**

De acuerdo al Consejo de Seguridad Nuclear (2012, p. 12), para poder reducir los riesgos a las radiaciones ionizantes a los que están sometidos los individuos se toma las siguientes medidas generales:

**Distancia:** al aumentar la distancia entre el individuo y la fuente emisora de radiación, la exposición se disminuye en la misma proporción en el que aumenta el cuadrado de la distancia (Consejo de Seguridad Nuclear, 2008, p. 13).

**Tiempo:** disminuyendo el tiempo de exposición lo más posible, se reducirán las dosis que recibirá el personal, teniendo así a menor tiempo menor es la exposición (Consejo de Seguridad Nuclear, 2012, p. 17).

**Blindaje:** en caso que los dos elementos anteriores no sean necesarios, será obligatorio interponer un blindaje entre la fuente de radiación y la persona. El material absorbente y el grosor van a depender del tipo de radiación que se esté utilizando (Consejo de Seguridad Nuclear, 2008, p. 13).

## CAPÍTULO II

### 2. MARCO METODOLÓGICO

#### 2.1 Metodología

El diseño de la investigación es de carácter cuasi experimental y descriptivo, ya que, en primera instancia se trata de determinar el espesor de blindaje de la fuente radiactiva, para posteriormente realizar un manual de seguridad y protección radiológica, con el fin de dar uso al bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares.

#### 2.2 Metodología para determinar la tasa de dosis ambientales de las áreas internas del bunker

Para medir la tasa de dosis ambiental se utilizó un contador Geiger-Müller, el cual es una pequeña cámara de ionización cilíndrica que permite medir la presencia de radiación ionizante (Iturbe García, 2001, p. 120). Este equipo cuenta con su certificado de calibración vigente (ANEXO A).

Para determinar la tasa de dosis ambiental en el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares se consideró los siguientes pasos:

**Identificación de las zonas:** el bunker del laboratorio de Técnicas Nucleares está conformado por cuatro ambientes y un baño como se muestra en la figura 1-3. En la habitación A, se encuentra la fuente radiactiva la cual colinda al norte y al este con espacios verdes del área del laboratorio, al oeste con la habitación B y al sur con el baño. La habitación B limita al norte y al oeste con las áreas verdes, al este con la habitación A y al sur con la habitación C. La habitación C colinda al norte, al sur y al oeste con áreas verdes y al este con el pasillo del bunker. En el espacio D se tiene al sur y al este áreas verdes, al oeste el pasillo y al norte se encuentra el baño del laboratorio.

Finalmente, el baño limita al norte con el cuarto A, al sur con el espacio D, al oeste con el pasillo y al este con espacios verdes.

**Toma de medidas:** previo al monitoreo de los diferentes ambientes se midió la radiación de fondo dentro del bunker, luego se procede con la toma de datos dentro de las habitaciones donde se encuentra la fuente radiactiva y posteriormente en las zonas aledañas a la fuente. En todos los puntos se obtuvo cinco datos de la tasa de dosis ambiental para determinar la dosis promedio, y estos valores fueron tomados uno por uno saliendo del bunker para lograr la recalibración del detector, consiguiendo así datos verídicos.

Las medidas en el cuarto A, se obtuvieron a una distancia fuente-detector de 20, 50 y 100cm. En el cuarto B, se midió la radiación a una distancia fuente-pared de 5 y 100cm con un desplazamiento de 50cm. Después se adquirieron valores del área D, en los puntos más cercanos a la fuente y, además, se midió en la puerta del cuarto C. Por último, se tomó datos en el punto E y F correspondiente al baño y ducha respectivamente.



**Figura 1-2.** Esquema del procedimiento de obtención de la tasa de dosis ambiental del bunker

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

## 2.3 Metodología del cálculo de blindaje

### 2.3.1 Espectrometría gamma

La espectrometría gamma es una de las técnicas más utilizadas para el estudio de la dispersión de nucleidos en el medio ambiente. Su objetivo principal está en la determinación cuantitativa de los radioelementos emisores gamma que se encuentran presentes en las muestras objeto de estudio. El sistema recibe el espectro de radiación de la muestra y lo compara con el de energías discretas de los radioelementos de referencia, logrando así la identificación de los isótopos de la muestra (Barrera, et al., 2008, p. 6).

Se desconocía los isótopos radiactivos que conforman la fuente emisora de radiación, presente en el bunker de técnicas nucleares de la Facultad de Ciencias, por lo que fue necesario tomar los datos del reporte generado por el Laboratorio de Análisis de Radiactividad de la SCAN, mismo que se muestra en la tabla 1-2 (ANEXO B).

**Tabla 1-2:** Actividad específica de los isótopos radiactivos de la fuente

Isótopo Radiactivo	Actividad Específica (Bq/g)
$^{214}\text{Bi}$	10400
$^{214}\text{Pb}$	9700
$^{226}\text{Ra}$	15000
$^{222}\text{Rn}$	7500
$^{228}\text{Ac}$	260
$^{212}\text{Pb}$	560
$^{232}\text{Th}$	13000
$^{235}\text{U}$	670
$^{238}\text{U}$	1800000
$^{210}\text{Pb}$	5700

**Fuente:** (Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares, 2019)

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

### 2.3.2 Método TDMP

Para realizar el cálculo se utilizó el método de tasa de dosis máxima de proyecto (TDMP), el cual se basa en proyectar cierta dosis después de haber realizado el blindaje. Este método considera la

definición de atenuación de un haz incidente, la cual sigue una aproximación con función exponencialmente negativa que al interponer un blindaje de espesor  $x$  entre la fuente de radiación y el punto a proteger se produce una atenuación de la tasa de dosis, esto se calcula aplicando la ecuación 10 (Instituto Balseiro, 2008, p. 5):

$$\dot{H} = \dot{H}_o \cdot e^{-\mu x} \quad (10)$$

Donde  $\dot{H}$  es la tasa de dosis con blindaje esperada en el punto de interés a proteger, que según la Secretaria Ejecutiva para Asuntos Nucleares (SEAN) (1998, p. 26) la dosis equivalente de proyecto para áreas de permanencia habitualmente del POE es de 0.012 mSv/h,  $\dot{H}_o$  es la tasa de dosis de la fuente radiactiva cuando no posee un blindaje,  $e^{-\mu x}$  es el factor de atenuación en este caso  $\mu$  es el coeficiente de atenuación lineal y  $x$  el espesor del blindaje interpuesto.

Para poder calcular la tasa de dosis de cada isótopo radiactivo que conforma la fuente emisora ( $\dot{H}_o$ ) cuando esta no posee un medio absorbente, se utiliza la ecuación 11, considerando que es la tasa de dosis por unidad de tiempo con cierta actividad a una determinada distancia (Cornejo, et al., 2004, p. 6):

$$\dot{H}_o = \frac{A \cdot \tau}{d^2} \quad (11)$$

Donde  $A$  es la actividad de la fuente de radiación,  $\tau$  es la constante gamma, que es propia de cada isótopo y,  $d$  se refiere a la distancia fuente-punto a proteger.

Para poder calcular la actividad inicial se parte de la actividad específica en donde aplicando la ecuación 4, se obtiene el valor en Curie (Ci). El valor de la actividad de la fuente real se la calcula con la ecuación 3, donde se necesita valores como el tiempo de vida media y la constante de desintegración radiactiva, las cuales son propias de cada nucleido ya que van a variar dependiendo de la vida media de cada isótopo.

Partiendo de la ecuación 10 se despeja el espesor del blindaje  $x$ , y finalmente se tiene la ecuación 12:

$$x = -\frac{\ln\left(\frac{\dot{H}}{\dot{H}_o}\right)}{\mu} \quad (12)$$

## **2.4 Metodología del manual de seguridad y protección radiológica**

Para la elaboración del manual de seguridad y protección radiológica se basó en las normativas, guías y recomendaciones internacionales en protección radiológica. Se ha recopilado información de los siguientes documentos:

- ICRP Publicación 103, las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica.
- OIEA Guía de seguridad N.º GSR Part 3, Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: normas básicas internacionales de seguridad.
- OIEA Guía de seguridad N.º RS-G-1.8, Monitorización del medio ambiente y de las fuentes de radiación con fines de protección radiológica.
- OIEA Guía de seguridad N.º SSG-8, Seguridad radiológica de las instalaciones de irradiaciones de rayos gamma, electrones y rayos x.
- OIEA Guía de seguridad N.º RS-G-1.1, Protección radiológica ocupacional.

## CAPÍTULO III

### 3. ANÁLISIS Y RESULTADOS

#### 3.1 Resultados de la tasa de dosis ambientales

Para la obtención de datos se determinó 5 valores en cada punto, en donde se calculó la media o promedio y se multiplicó por el factor de calibración del detector, el cual es de 1.01. Para la obtención del error se calculó la desviación de los valores de cada punto sumando el valor de 0.0001, el cual es el valor mínimo que marca el detector con el que se trabajó. Además, se determinó el promedio de la radiación de fondo que es de  $(0.085 \pm 0.038) \mu\text{Sv/h}$ .

En la tabla 1-3, se muestra la tasa de dosis obtenida de la habitación A, que da un promedio en dosis de  $(4.290 \pm 0.163) \mu\text{Sv/h}$  a una distancia de 20 cm, por otro lado, a una distancia de 50 cm se obtuvo una tasa de dosis ambiental de  $(3.476 \pm 0.049) \mu\text{Sv/h}$ , como toma final en la habitación A, se obtuvo una dosis de  $(1.394 \pm 0.085) \mu\text{Sv/h}$  a una distancia de 100 cm.

Como es de esperar, se observa claramente que a mayor aproximación a la fuente radiactiva mayor son los valores de la tasa de dosis ambientales.

**Tabla 1-3:** Tasa de dosis ambiental de la habitación A

Habitación A	
Distancia(cm)	Tasa de Dosis ( $\mu\text{Sv/h}$ )
20	$4.290 \pm 0.163$
50	$3.476 \pm 0.049$
100	$1.394 \pm 0.085$

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

En la habitación B, junto a la fuente radiactiva se obtuvieron 60 datos, ya que se midió en 6 puntos distintos a 5 y 100cm de la pared, según como se explicó anteriormente. Como se muestra en la tabla 2-3, se obtuvieron 12 valores de tasa de dosis ambientales, teniendo en promedio la dosis más baja de  $(0.267 \pm 0.038) \mu\text{Sv/h}$ , mientras, que el más alto se lo localizó en el punto 4, a una

distancia fuente-pared de 5cm con un valor de  $(0.701 \pm 0.048)$   $\mu\text{Sv/h}$ , lo cual se debe a que dicho punto se encontraba a la altura en línea recta con la fuente emisora de radiación.

**Tabla 2-3:** Tasa de dosis ambiental de la habitación B

<b>Habitación B</b>		
<b>Distancia (cm)</b>	<b>Punto</b>	<b>Tasa de Dosis (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
5	1	$0.267 \pm 0.038$
	2	$0.533 \pm 0.081$
	3	$0.465 \pm 0.049$
	4	$0.701 \pm 0.048$
	5	$0.513 \pm 0.038$
	6	$0.422 \pm 0.038$
100	1	$0.311 \pm 0.058$
	2	$0.319 \pm 0.031$
	3	$0.362 \pm 0.051$
	4	$0.428 \pm 0.019$
	5	$0.477 \pm 0.065$
	6	$0.402 \pm 0.030$

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

En el resto de las habitaciones junto a la fuente radiactiva se realizó el mismo procedimiento, tomando 5 datos de dosis ambientales en el mismo punto de las diferentes ubicaciones seleccionadas. Como se muestra en la tabla 3-3, en la puerta de la habitación C, se obtuvo un valor en promedio de  $(0.295 \pm 0.042)$   $\mu\text{Sv/h}$ , posteriormente se midió en el punto más cercano a la fuente de la habitación D, teniendo un valor en dosis de  $(0.085 \pm 0.038)$   $\mu\text{Sv/h}$ .

Finalmente se midió en la puerta del baño (habitación E) y en la ducha (habitación F), dando como resultado una dosis de  $(0.503 \pm 0.154)$   $\mu\text{Sv/h}$  y,  $(0.166 \pm 0.037)$   $\mu\text{Sv/h}$  respectivamente como se muestra en la tabla 3-3.

**Tabla 3-3:** Tasa de dosis ambiental de las habitaciones C, D, E, F

<b>Habitación</b>	<b>Ubicación</b>	<b>Tasa de Dosis (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>
C	Puerta de la habitación	$0.295 \pm 0.042$
D	Puerta de la habitación	$0.085 \pm 0.038$
E	Puerta del baño	$0.503 \pm 0.154$
F	Ducha	$0.166 \pm 0.037$

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

Para realizar un adecuado análisis de datos, se considera que según la OIEA (2016, p. 142), el límite permisible para el POE, es una dosis efectiva de 20 mSv/año, que transformando a las unidades con las que se trabajó, da como resultado una dosis máxima de  $2.28\mu\text{Sv/h}$ .

Con esto, en la habitación A se determinó que los valores obtenidos a 20cm de la fuente supera los límites permisibles recomendados por la OIEA, ya que sobrepasa con un valor de  $(2.01 \pm 0.163)\mu\text{Sv/h}$ , debido a que el valor en promedio obtenido es de  $(4.290 \pm 0.163)\mu\text{Sv/h}$ .

En las demás habitaciones del bunker no se encontró ningún problema, ya que todos los valores de dosis ambientales se encuentran por debajo de las recomendaciones de la OIEA.

### 3.2 Resultados del cálculo de blindaje

Para la realización del cálculo primero se identificó los isótopos radiactivos, de los cuales está compuesta la fuente natural de radiación por medio de un estudio de espectrometría gamma, los isotopos más relevantes y con mayor actividad específica que se mostró en el estudio fueron los siguientes:

- El  $^{238}\text{U}$  con una actividad específica de  $4.864 \times 10^{-5}\text{ Ci/g}$ .
- El  $^{226}\text{Ra}$  con una actividad específica de  $4.054 \times 10^{-7}\text{ Ci/g}$ .
- El  $^{232}\text{Th}$  con una actividad específica de  $3.513 \times 10^{-7}\text{ Ci/g}$ .
- El  $^{214}\text{Bi}$  con una actividad específica de  $2.810 \times 10^{-7}\text{ Ci/g}$ .

Posteriormente se obtuvo la actividad de cada isótopo, el cual se consigue multiplicando la actividad específica por la masa de la fuente radiactiva, dando como resultado:

- El  $^{238}\text{U}$  con una actividad de  $0.097\text{ Ci}$ .
- El  $^{226}\text{Ra}$  con una actividad de  $8.108 \times 10^{-4}\text{ Ci}$ .
- El  $^{232}\text{Th}$  con una actividad de  $7.026 \times 10^{-4}\text{ Ci}$ .
- El  $^{214}\text{Bi}$  con una actividad de  $5.620 \times 10^{-4}\text{ Ci}$ .

Con la aplicación de las ecuaciones (3,11 y 12), se determinó el resultado de blindaje en plomo (Pb), los resultados del espesor del blindaje para la fuente radiactiva se obtuvieron con el método TDMP; a una distancia fuente-punto a proteger de 0.5m. Los coeficientes de atenuación en plomo (Pb) y los valores de la constante específica gamma se tomó del libro de Laurie Unger “*Specific*

*gamma-ray dose constants for nuclides important to dosimetry and radiological assessment* (Unger & Trubey, 1982).

### 3.2.1 Cálculo del $^{238}\text{U}$

En la tabla 4-3, se muestran los valores obtenidos en el cálculo para el isótopo radiactivo  $^{238}\text{U}$ , la actividad inicial de la fuente al momento del estudio en uranio es de 0.0970 Ci, al transcurrir el tiempo hasta la realización del blindaje es de 0.0969 Ci. El valor de la tasa de dosis producido por la radiación en el punto de interés a proteger es de 0.2527 mSv/h.

**Tabla 4-3:** Valores para el cálculo de blindaje del  $^{238}\text{U}$

Uranio $^{238}\text{U}$			
Término	Símbolo	Unidad	Valor
Actividad Inicial	$A_o$	$Ci$	0.0970
Actividad de la Fuente	$A$	$Ci$	0.0969
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_o$	$\frac{mSv}{h}$	0.2527
Tasa de dosis equivalente ambiental de proyección	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.012
Espesor	$x$	$cm$	4.52

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

El  $^{238}\text{U}$  presenta decaimiento alfa ( $\alpha$ ), lo cual significa que simplemente con una hoja de papel se podría detener este tipo de radiación, pero también existe la posibilidad que se genere la emisión de un fotón debido a pasar de un estado excitado a un estado estable. Por esta razón se necesita un espesor de 4.52cm en plomo (Pb) para poder atenuar este haz de radiación y así cumplir con los límites de dosis ambientales del bunker.

### 3.2.2 Cálculo del $^{232}\text{Th}$

En la tabla 5-3, se muestran los valores obtenidos en la realización del cálculo para el isótopo radiactivo  $^{232}\text{Th}$ , el cual muestra una actividad inicial y actividad real de la fuente con el mismo valor de  $7.02 * 10^{-4}$  Ci, esto es debido a que el tiempo de vida media del torio es muy grande y

por eso su actividad no se ve alterada. La tasa de dosis producido por la radiación en el punto de interés a proteger es de  $1.92 * 10^{-3}$  mSv/h.

**Tabla 5-3:** Valores para el cálculo de blindaje del  $^{232}\text{Th}$

<b>Torio <math>^{232}\text{Th}</math></b>			
<b>Termino</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Actividad Inicial	$A_o$	$Ci$	$7.02 * 10^{-4}$
Actividad de la Fuente	$A$	$Ci$	$7.02 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_o$	$\frac{mSv}{h}$	$1.92 * 10^{-3}$
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.012
Espesor	$x$	$cm$	-2.73

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

Como se observa en la tabla 5-3, el espesor para el isótopo del torio es de -2.73cm, su valor resulta ser negativo por que el decaimiento del torio es alfa ( $\alpha$ ) y tiene como característica un poder de penetración muy baja en la materia, y como se está trabajando con coeficientes de atenuación en plomo, este atenuador es muy grande para este isótopo. Por esta razón, no se necesita de ningún blindaje para poder frenar a este isotopo radiactivo para poder cumplir con los límites estandarizados de dosis ambientales en el bunker.

### 3.2.3 Cálculo del $^{226}\text{Ra}$

En la tabla 6-3, se muestran los valores obtenidos en la realización del cálculo para el isótopo radiactivo  $^{226}\text{Ra}$ , el cual muestra una actividad inicial y actividad real de la fuente con el mismo valor de  $8.11 * 10^{-4}$  Ci, esto es debido a que el tiempo de vida media del radio es de 1600 años y por este motivo su actividad no se ve alterada. La tasa de dosis producido por la radiación en el punto de interés a proteger es de  $3.92 * 10^{-4}$  mSv/h.

**Tabla 6-3:** Valores para el cálculo de blindaje del  $^{226}\text{Ra}$

<b>Radio <math>^{226}\text{Ra}</math></b>			
<b>Termino</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Actividad Inicial	$A_o$	$Ci$	$8.11 * 10^{-4}$
Actividad de la Fuente	$A$	$Ci$	$8.10 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_O$	$\frac{mSv}{h}$	$3.92 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.012
Espesor	$x$	$cm$	-5.08

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

El valor del espesor es de -5.08 para el  $^{226}\text{Ra}$ , debido a que el decaimiento del Radio es alfa ( $\alpha$ ) y sus propiedades en el poder de penetración en la materia es muy baja. El valor del espesor resulta ser negativo ya que se trabaja con un atenuador demasiado alto como lo es el plomo (Pb) y lo que también indica el signo es que, dicho isótopo se encuentra por debajo de los límites de dosis sin interponer un blindaje.

#### 3.2.4 Cálculo del $^{214}\text{Bi}$

En la tabla 7-3, se muestran los valores obtenidos para el isótopo radiactivo  $^{214}\text{Bi}$ , para la elaboración del cálculo de este isótopo se lo trabajó con su actividad inicial, ya que el tiempo de vida media del bismuto es de 19.9 minutos y al sacar su actividad real da como resultado 0 Ci. Pero como el  $^{238}\text{U}$  en todo momento está produciendo sus isótopos hijos, el bismuto estará presente hasta el decaimiento total del isótopo padre. La tasa de dosis producida por la radiación en el punto de interés a proteger es de 0.018mSv/h.

**Tabla 7-3:** Valores para el cálculo de blindaje del  $^{214}\text{Bi}$ 

<b>Bismuto <math>^{214}\text{Bi}</math></b>			
<b>Termino</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Actividad Inicial	$A_o$	$Ci$	$5.62 * 10^{-4}$
Actividad de la Fuente	$A$	$Ci$	$5.62 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_O$	$\frac{mSv}{h}$	0.018
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.012
Espesor	$x$	$cm$	0.602

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

El  $^{214}\text{Bi}$  presenta 3 tipos de decaimiento, alfa ( $\alpha$ ), beta negativa ( $\beta^-$ ) y gamma ( $\gamma$ ). Para los dos primeros decaimientos no existe problema en su blindaje, pero para el decaimiento gamma si, ya que su poder de penetración en la materia es muy alta. Debido a eso se necesita un espesor de 0.602cm de plomo (Pb) para poder frenar ese tipo de radiación y así, poder cumplir con los límites estandarizados de dosis ambientales en el bunker.

### 3.3 Manual de seguridad y protección radiológica

Las radiaciones ionizantes hacen uso en el ámbito de la investigación, como lo es la aplicación de radiación a alimentos, en irradiar sangre para poder analizar sus efectos, o también con fines de enseñanza. En el bunker, se encuentra una fuente emisora de radiación, en donde el isótopo con mayor actividad es el  $^{238}\text{U}$ , por lo que es necesario la elaboración de un manual de protección radiológica, mismo que se encuentra descrito en el ANEXO D como: “Manual de Normas de Seguridad y Protección Radiológica del Laboratorio de Técnicas Nucleares de la ESPOCH”.

## CONCLUSIONES

- Se obtuvo los valores de tasa de dosis equivalente ambiental dentro de las áreas del bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares, dando como resultado que solamente en la habitación A, a una distancia de 20 y 50cm supera los límites de dosis recomendados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), arrojando un valor en promedio de  $(4.290 \pm 0.163)$   $\mu\text{Sv/h}$  y  $(3.476 \pm 0.049)$   $\mu\text{Sv/h}$  respectivamente, ya que el valor recomendado es de 2.28  $\mu\text{Sv/h}$ .
- El cálculo de blindaje para la fuente emisora de radiación, se desarrolló debido a que el isótopo  $^{238}\text{U}$ , presenta mayor actividad y poder de penetración, se determinó la necesidad de obtener un recipiente de material en plomo (Pb) de grosor 4.52cm, para poder atenuar este tipo de radiación y así cumplir con los límites de dosis recomendados por la OIEA (0.00228mSv/h).
- Para el adecuado cumplimiento de las normas internacionales, se elaboró un manual de seguridad y protección radiológica para el bunker del laboratorio de Técnicas Nucleares, el cual indica las obligaciones del responsable del laboratorio, fundamentos de protección radiológica, riesgos radiológicos, límites de dosis, reglas, supervisión y equipo de protección personal, entre otras cosas.

## RECOMENDACIONES

- Previo a la adquisición de los valores de tasas de dosis, el detector Geiger-Müller se debe encontrar perfectamente calibrado y además debe constar con su respectivo certificado de calibración, el cual es emitido por el laboratorio que brinde el servicio de calibración.
- La toma de datos de dosis ambientales en el bunker, se lo debe hacer de uno a uno saliendo del mismo para poder lograr la recalibración del detector y así obtener datos fiables.
- Elaborar el contenedor en Plomo (Pb) con los requerimientos y medidas dado en los resultados del cálculo del blindaje.
- El contenedor de plomo (Pb) el cual contendrá la fuente emisora de radiación, se la deberá colocar en un repisa y pegado hacia la pared de la habitación, para así lograr que el concreto y ladrillo que conforma la pared también actúen como un blindaje extra para la fuente radiactiva.
- El personal que ingrese al bunker deberá entrar equipado con el equipo de protección radiológica el cual se encuentra el Laboratorio de Técnicas Nucleares, los cuáles son: el mandil plomado, collarín plomado, guantes y gafas plomadas.

## GLOSARIO

1. <b>Co</b>	Cobalto
2. <b>ESPOCH</b>	Escuela Superior Politécnica de Chimborazo
3. <b>GBq</b>	Gigabecquerel
4. <b>Gy</b>	Gray
5. <b>He</b>	Helio
6. <b>ICRP</b>	Comisión Internacional de Protección Radiológica
7. <b>ICRU</b>	Comité Internacional de Unidades Radiológicas
8. <b>Ir</b>	Iridio
9. <b>MeV</b>	Megaelectronvoltio
10. <b>mSv</b>	Milisievert
11. <b>nm</b>	Nanómetro
12. <b>OIEA</b>	Organismo Internacional de Energía Atómica
13. <b>Pb</b>	Plomo
14. <b>POE</b>	Personal Ocupacionalmente Expuesto
15. <b>SCAN</b>	Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares
16. <b>SEAN</b>	Secretaría Ejecutiva para Asuntos Nucleares
17. <b>TDMP</b>	Tasa de Dosis Máxima de Proyecto
18. <b>TRE</b>	Tasas Reales de Exposición
19. <b>U</b>	Uranio
20. <b>μSv</b>	Microsievert

## **BIBLIOGRAFÍA**

**BARRERA, M; et al.** *Puesta a Punto de un Sistema de Espectrometría Gamma para la Determinación de Cs-137 en Suelos Españoles.* Madrid : CIEMAT, 2008. ISSN 1135-9420, p. 6.

**BEYADEOGLU, M; et al.** *Basic Radiation Oncology.* New York : s.n., 2010. p. 4.

**BUSHERG, J; et al.** *The Essential Physics of Medical Imaging.* Philadelphia, US : s.n., 2002. pp. 34-37.

**BUSHONG, S.** *Manual de Radiología para Técnicos: Física, Biología y Protección Radiológica.* Houston, Texas : Elsevier España, 2013. ISBN 848-086-636-5.

**CARREGADO, M & TRUJILLO, L.** *Accidentes e Incidentes en el Área Nuclear ocurridos en América Latina y el Caribe. Recopilación Bibliográfica.* Buenos Aires : s.n., 2001. pp. 1-38.

**CASAL ZAMORANO, E.** *Manual de Protección Radiológica.* Valencia : s.n., 2011. pp. 12-21.

**CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR.** *Protección Radiológica.* Madrid : CSN, 2008. p. 13.

**CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR.** *Protección radiológica.* Madrid : CSN, 2012. pp. 12-17.

**CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR.** *Radiación y Protección Radiológica.* Madrid : Justo Dorado, 2010. pp. 3-23.

**CONSEJO SUPREMO DE GOBIERNO DEL ECUADOR.** *Reglamento de Seguridad Radiológica.* Quito : s.n., 1979. p. 1.

**CORNAGO, M; et al.** *Bases Químicas del Medio Ambiente.* Madrid : UNED, 2013. ISBN 84-362-5070-2.

**CORNEJO, N; et al.** *Cálculos de Blindaje, Optimización vs. Paradigmas.* La Habana, Cuba : s.n., 2004. pp. 1-6.

**CRUZ BASTIDA, J & GARCÍA HERNÁNDEZ, D.** *El Fotón de Asclepio la Ciencia Para Todos.* México : Fondo de Cultura Económica, 2005. ISBN 978-607-16-3435-1, pp. 218-219.

**D'ADDARIO, M.** *Tecnología Industrial - Fundamentos, desarrollo y cálculos.* s.l. : Lulu, 2018. p. 44.

**ETRASA.** *Mercancías Peligrosas-Radiactivos.* s.l. : Etrasa, 2008. pp. 18-21.

**FERRER SORIA, A.** *Física nuclear y de partículas*. Valencia : Universidad de Valencia, 2003. pp 115-138.

**FINESTRES, F.** *Protección en Radiología Odontológica*. Barcelona : Edicions Universitat Barcelona, 2005. ISBN 978-84-475-3537-8, p. 21.

**GARZÓN RUIPÉREZ, L.** *Radiactividad y medio ambiente*. Oviedo : Universidad de Oviedo, 1979. ISBN 847-46-8015-8, p. 19.

**GLASSTONE, S & SESONSK, A.** *Ingeniería de Reactores Nucleares*. Barcelona : Reverte, 1968. ISBN 84-291-4035-2, p. 56.

**GONZALES, A.** *Que es el Magnetismo*. Salamanca : Universidad de Salamanca, 2001. ISBN 84-7800-887-5 p. 83.

**GREENPEACE.** *Uranio Combustible de los Reactores Atómicos y la Industria Militar*. Buenos Aires : s.n., 2012. pp. 3-6.

**INSTITUTO BALSEIRO.** *Sistema de Protección para la Radiación Externa*. San Carlos de Barilocho, Rio Negro : s.n., 2008. p. 5.

**INSTITUTO SINDICAL DE TRABAJO, AMBIENTE Y SALUD.** *La prevención de riesgos en los lugares de trabajo*. Valencia : s.n., 2007.

**INTERNATIONAL COMMISSION RADIATION UNITS.** *ICRU No.85 Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation*. Estados Unidos : s.n., 2011. ISBN 0199-211-418, pp. 23-28.

**INTERNATIONAL COMMISSION RADIOLOGICAL PROTECTION.** *Las Recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica*. Madrid : Senda Editorial S.A., 2007. ISBN 978-84-691-5410-G, pp. 77-78.

**ITURBE GARCÍA, J.** *Fundamentos de radioquímica*. México : UAEM, 2001. ISBN 968-835-566-6, pp. 71-82.

**KANE, J & STERNHRIM, M.** *Física*. Barcelona : Reverte, 1989.

**LACHOS, A & MARQUEZ, J.** 2014. *Reconstrucción Física del Accidente Radiológico de Chilca (Lima-Perú)*. Cusco : s.n., 2014. pp. 853-864.

**MARTÍNEZ, A; et al.** *Termotecnia Básica para Ingenieros Químicos. Bases de Termodinámica Aplicada*. España : Univ de castilla La Mancha, 2004. ISBN 84-8427-331-8, p. 80.

**MINISTERIO DE ENERGÍA Y RECURSOS NATURALES NO RENOVABLES.** *Funciones Generales del Oficial de Seguridad Radiológica-OSR de una Instalación Nuclear o Radiactiva.* Quito : s.n., 2018. pp. 1-7.

**MOMPÍN POBLET, J.** *Introducción a la Bioingeniería. Mundo Electronico Series.* Barcelona : Marcombo, 1988. ISBN 84-267-0680-0.

**NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER.** BrookhavenNational Laboratory. *BrookhavenNational Laboratory.* [En línea] 2015. [Consulta: 7 de Julio de 2019]. Disponible en: <https://www.nndc.bnl.gov/nudat2/reCenter.jsp?z=95&n=146>.

**NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER.** BrookhavenNational Laboratory. *BrookhavenNational Laboratory.* [En línea] 2015. [Consulta: 7 de Julio de 2019.]. Disponible en: <https://www.nndc.bnl.gov/nudat2/reCenter.jsp?z=95&n=146>.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Colección de Normas de Seguridad del OIEA. Evaluación de la Exposición Ocupacional Debida a Incorporaciones de Radionucleidos.* Viena : OIEA, ISBN: 978-84-691-5410-G, 2004. p. 7.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Control de Fuentes Huérfanas y Otros Materiales Radiactivos en las Industrias de Reciclado y Producción de Metales.* Viena : OIEA, 2013. pp. 12-24.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Identificación de Fuentes y Dispositivos Radiactivos.* Viena : OIEA, 2009. p. 1.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Monitorización del Medio Ambiente y de las Fuentes de Radiación con Fines de Protección Radiológica.* Viena : OIEA, 2010. ISBN 978-92-0-306010-3, pp. 29-31.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación.* Viena : 1997. OIEA, ISBN 92-0-300397-5, pp. 37-41.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Normas de Seguridad del OIEA. Evaluación de la Seguridad de las Instalaciones y Actividades.* Viena : OIEA, 2010. ISBN 978-92-0-312016-6, p. 6.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Protección Radiológica Ocupacional.* Viena : OIEA, 2004. ISBN 92-0-300604-4, pp. 32-64.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales de Seguridad.* Viena : OIEA, 2011. ISBN 978-92-0-307915-0, pp. 16-142.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales de Seguridad.* Viena : OIEA, 2016. ISBN 978-92-0-307915-0, pp. 1-12.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales de Seguridad.* Viena : OIEA, 2016. ISBN 978-92-0-307915-0 pp. 59-142.

**ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA.** *Seguridad Radiológica de las Instalaciones de Irradiación de Rayos Gamma, Electrones y Rayos x.* Viena : OIEA, 2015. ISBN 978-92-0-304314-4, p. 51.

**PIFARRÉ, X; et al.** *Fundamentos de Física Médica Radiodiagnóstico: bases físicas, equipos y control de calidad.* Madrid : s.n., 2004. p. 22. Vol. 2.

**PRECIADO, M & LUNA, V.** *Medidas Básicas de Protección Radiológica.* México : s.n., 2010.

**SANCHEZ, C; et al.** *Análisis y Diseño de una Cámara Ionizante que Permita Registrar la Radiactividad.* Avellaneda : s.n., 2015. p. 45.

**SECRETARÍA EJECUTIVA PARA ASUNTOS NUCLEARES.** *Reglamento para el Trabajo con Sustancias Radiactivas y Otras Fuentes de Radiaciones Ionizantes.* La Habana : s.n., 1998. p. 26.

**SECRETARÍA NACIONAL DE PLANIFICACIÓN Y DESARROLLO.** *Toda una Vida.* Quito : Senplades, 2017. pp. 53-64.

**SERVICIO VASCO DE SALUD-OSAKIDETZA.** *Técnico Especialista Radiodiagnóstico.* Madrid : CEP, 2018. ISBN 978-84-681-9792-0, p. 49.

**SORIA, A.** *Física Nuclear y de Partículas.* Valencia : Universitat de Valencia, 2003. pp. 115-138.

**STREBER, F.** *Principios de Química.* México : Reverte, 1983. ISBN 84-291-7200-9. pp. 17-26.

**SUBSECRETARÍA DE CONTROL Y APLICACIONES NUCLEARES.** *Laboratorio de Análisis de Radiactividad.* Quito : (SCAN), 2019.

**UNGER, L. M & TRUBEY, D. K.** *Specific Gamma-Ray Dose Constants for Nuclides Important to Dosimetry and Radiological.* Estados Unidos : s.n., 1982. p. 12.

**UNIVERSIDAD DE SANTIAGO DE COMPOSTELA.** Universida de Santiago de Compostela. *Universida de Santiago de Compostela*. [En línea] 2015. [Consulta: 7 de Julio de 2019]. Disponible en: <http://www.usc.es/es/investigacion/riaidt/radiofisica/equipment.html>.

## ANEXOS

### ANEXO A: CERTIFICADO DE CALIBRACIÓN DEL DETECTOR GEIGER-MÜLLER.

CERTIFICADO DE CALIBRACIÓN No.: CAL 1435 - 2018

<b>SOLICITANTE:</b> CHISAG CHISAG ERIKA FERNANDA				<b>FECHA DE CALIBRACIÓN:</b> 2018-11-09	
<b>DIRECCIÓN:</b> Panamericana Sur Km 1 ½					
<b>INSTRUMENTO:</b>	EQUIPO DIGITAL	<b>Marca:</b>	S.E. INTERNATIONAL	<b>Modelo:</b>	RANGER EXP
<b>DETECTOR:</b>	GÉIGER MÜLLER				
				<b>Serie:</b>	4003

**Condiciones ambientales durante la calibración:**  
 Temperatura (°C): 22,2      Presión (mbar): 710,3      Humedad rel. (%): 57%

**Instrumentos de Referencia:**  
 Cámara de Ionización      Marca - Modelo: PTW - PTW-32002      Serie No: 576  
 Electrómetro      Marca - Modelo: PTW - UNIDOS Webline      Serie No: 533

<b>Revisión de Características del Instrumento:</b>	<b>Condiciones de pruebas realizadas al instrumento:</b>
Chequeo Mecánico: OK	Substracción de Background: SI
Chequeo Audio y/o Alarma: OK	Se determinó Linealidad: SI
Dispositivo de Calibración: DISPONIBLE	Fuentes de Calibración: OB6
	Atenuadores (mm): 22.0
	Rango en Escala Normal (X1): ( 0 - 1000 ) (uSv/h)

DATOS DE CALIBRACIÓN PARA TASAS DE DOSIS EQUIVALENTE POR RADIACIÓN GAMA CON CESIO 137				
ESCALA	FUENTE DE CALIBRACION	TASA DE DOSIS EQUIVALENTE DE REFERENCIA	LECTURA PROMEDIO DEL INSTRUMENTO	FACTOR DEL INSTRUMENTO <small>Para incertidumbre k = 2</small>
( 0 - 1000 ) uSv/h sin protector beta	OB6	417,12 uSv/h	392,70 uSv/h	1,06 ± 0,03
( 0 - 1000 ) uSv/h con protector beta	OB6	417,12 uSv/h	412,84 uSv/h	1,01 ± 0,03

## ANEXO B: ESTUDIO ESPECTROMETRÍA GAMMA DE LA FUENTE RADIACTIVA.

		<b>LABORATORIO DE ANALISIS DE RADIACTIVIDAD</b> Juan Larrea N15 - 36 y Riefrío Telf: 2238 438										
<b>CERTIFICADO DE ANALISIS DE CONTENIDO RADIACTIVO</b> Código de Laboratorio: ARAD-2019-632												
<i>La Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares perteneciente al Ministerio de Energía y Recursos Naturales No Renovable realizó el Análisis de Contenido Radicativo en muestra(s) de material de roca.</i>												
Cliente: Valeria Chiluiza												
Fecha de ingreso a laboratorio: 9 de enero del 2019 Muestreado por: VALERIA CHILUIZA Fecha de muestreo: Riobamba-Ecuador												
<b>RADIONUCLIDOS DETERMINADOS EN LAS MUESTRAS CON SU ACTIVIDAD                  E INCERTIDUMBRE ASOCIADA</b>												
CÓDIGO LABORATORIO	INFORMACION DE LA MUESTRA		ACTIVIDAD DE LA MUESTRA									
	IDENTIFICACIÓN	DESCRIPCION DE LA MUESTRA	Bi-214 Bq/g	Pb-214 Bq/g	Ra-226 Bq/g	Rn-222 Bq/g	Ac-228 Bq/g	Pb-212 Bq/g	Th-232 Bq/g	U-235 Bq/g	U-238 Bq/g	Pb-210 Bq/g
ARAD-2019-632.01	Muestra 1	Roca	10400±0.06	9700±0.08	15000±0.03	7500±0.05	260±0.02	560±0.05	13000±0.02	670±0.01	1800000±0.03	5700±0.01
Fecha de Análisis Instrumental: 30 de enero de 2019												
Técnica de medición empleada para el análisis de la muestra: Determinación de radionúclidos emisores gamma por espectrometría gamma.												
Los valores reportados seguidamente del signo "<" corresponden a la Actividad Mínima Detectable (AMD) calculada para un 95 % de confianza. Para estos valores no se calcula ni reporta incertidumbre expandida. Nivel máximo permisible (1 Bq/g) para cadenas de desintegración de Uranio, Torio y (10 Bq/g) para K-40; según niveles para NORM recomendados en las Normas Básicas de Seguridad del OIEA (GSR Parte 3).												
Ing. Claudio Sangarima  Responsable del Laboratorio Análisis de Radiactividad												
Dado en Quito, el 30 de enero de 2019 Los resultados que aparecen en este certificado se refieren solamente a las muestras objeto de ensayo. Este informe no será reproducido sin la aprobación escrita del laboratorio.												
Av. República de El Salvador N36-64 y Suecia Telf.: (593) 397-6000												

**ANEXO C: VALORES DE LAS DOSIS AMBIENTALES DEL BUNKER.**

<b>Habitación A</b>					
<b>Distancia (cm)</b>	<b>Tasa de Dosis <math>\mu\text{Sv/h}</math></b>				
20	4.31	4.12	4.20	4.11	4.50
50	3.42	3.45	3.51	3.38	3.45
100	1.36	1.27	1.36	1.50	1.41

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

<b>Habitación B</b>						
<b>Distancia (cm)</b>	<b>Punto</b>	<b>Tasa de Dosis (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>				
5	1	0.23	0.27	0.32	0.23	0.27
	2	0.64	0.54	0.56	0.45	0.45
	3	0.41	0.45	0.45	0.54	0.45
	4	0.68	0.77	0.69	0.64	0.69
	5	0.51	0.54	0.45	0.50	0.54
	6	0.45	0.41	0.36	0.45	0.42
100	1	0.27	0.23	0.36	0.32	0.36
	2	0.32	0.36	0.28	0.32	0.30
	3	0.30	0.33	0.41	0.41	0.34
	4	0.40	0.42	0.45	0.42	0.43
	5	0.42	0.54	0.45	0.41	0.54
	6	0.35	0.39	0.41	0.42	0.42

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

<b>Habitación C</b>					
<b>Ubicación</b>	<b>Tasa de Dosis (<math>\mu\text{Sv/h}</math>)</b>				
Puerta del cuarto	0.32	0.32	0.27	0.23	0.32
<b>Habitación D</b>					
Puerta del cuarto	0.05	0.09	0.14	0.09	0.05
<b>Habitación E</b>					
Puerta del baño	0.77	0.45	0.41	0.45	0.41
<b>Habitación F</b>					
Ducha	0.22	0.14	0.18	0.14	0.14

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

**ANEXO D: VALORES EMPLEADOS EN EL CÁLCULO DE BLINDAJE DE LOS DISTINTOS ISÓTOPOS.**

<b>Uranio <sup>238</sup>U</b>			
<b>Término</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Masa de la fuente de radiación	<i>m</i>	<i>gr</i>	2000
Actividad Específica	<i>S</i>	$\frac{Ci}{gr}$	$4.86 * 10^{-5}$
Actividad Inicial	<i>A<sub>o</sub></i>	<i>Ci</i>	0.097
Tiempo de Vida Media	$T^{1/2}$	<i>h</i>	$3.915 * 10^{13}$
Constante de Desintegración Radiactiva	$\lambda$	$\frac{1}{h}$	$1.77 * 10^{-14}$
Actividad de la Fuente	<i>A</i>	<i>Ci</i>	0.0969
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_O$	$\frac{mSv}{h}$	0.2527
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.00228
Constante específica gamma	$\tau$	$\frac{mSv * m^2}{h * Ci}$	0.652
Coeficiente de atenuación en Plomo (Pb)	$\mu$	$cm^{-1}$	0.673
Espesor	<i>x</i>	<i>cm</i>	6.99

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

<b>Torio <sup>232</sup>Th</b>			
<b>Termino</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Masa de la fuente de radiación	<i>m</i>	<i>gr</i>	2000
Actividad Especifica	<i>S</i>	$\frac{Ci}{gr}$	$3.51 * 10^{-7}$
Actividad Inicial	<i>A<sub>o</sub></i>	<i>Ci</i>	$7.02 * 10^{-4}$
Tiempo de Vida Media	$T^{1/2}$	<i>h</i>	$1.22 * 10^{14}$
Constante de Desintegración Radiactiva	$\lambda$	$\frac{1}{h}$	$5.65 * 10^{-15}$
Actividad de la Fuente	<i>A</i>	<i>Ci</i>	$7.02 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_O$	$\frac{mSv}{h}$	$1.92 * 10^{-3}$
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.00228
Contaste especifica gamma	$\tau$	$\frac{mSv * m^2}{h * Ci}$	0.683
Coeficiente de atenuación en Plomo (Pb)	$\mu$	$cm^{-1}$	828.7
Espesor	<i>x</i>	<i>cm</i>	-0.00022

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

<b>Radio <sup>226</sup>Ra</b>			
<b>Termino</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Masa de la fuente de radiación	$m$	$gr$	2000
Actividad Especifica	$S$	$\frac{Ci}{gr}$	$4.05 * 10^{-7}$
Actividad Inicial	$A_o$	$Ci$	$8.11 * 10^{-4}$
Tiempo de Vida Media	$T^{1/2}$	$h$	14016000
Constante de Desintegración Radiactiva	$\lambda$	$\frac{1}{h}$	$4.94 * 10^{-8}$
Actividad de la Fuente	$A$	$Ci$	$8.10 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_o$	$\frac{mSv}{h}$	$3.92 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.012
Contaste especifica gamma	$\tau$	$\frac{mSv * m^2}{h * Ci}$	0.121
Coeficiente de atenuación en Plomo (Pb)	$\mu$	$cm^{-1}$	18.693
Espesor	$x$	$cm$	-0.094

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

<b>Bismuto <sup>214</sup>Bi</b>			
<b>Termino</b>	<b>Símbolo</b>	<b>Unidad</b>	<b>Valor</b>
Masa de la fuente de radiación	$m$	$gr$	2000
Actividad Especifica	$S$	$\frac{Ci}{gr}$	$2.81 * 10^{-7}$
Actividad Inicial	$A_o$	$Ci$	$5.62 * 10^{-4}$
Tiempo de Vida Media	$T^{1/2}$	$h$	0.33
Constante de Desintegración Radiactiva	$\lambda$	$\frac{1}{h}$	2.08
Actividad de la Fuente	$A$	$Ci$	$5.62 * 10^{-4}$
Tasa de dosis equivalente ambiental de la fuente	$\dot{H}_o$	$\frac{mSv}{h}$	0.018
Tasa de dosis equivalente ambiental esperada	$\dot{H}_L$	$\frac{mSv}{h}$	0.012
Contaste especifica gamma	$\tau$	$\frac{mSv * m^2}{h * Ci}$	8.328
Coeficiente de atenuación en Plomo (Pb)	$\mu$	$cm^{-1}$	0.673
Espesor	$x$	$cm$	3.07

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

## ANEXO E: MANUAL DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

### 1. Datos Generales

#### 1.1 Datos de la Institución

**Tabla:** Datos de la Institución

<b>Nombre:</b>	Escuela Superior Politécnica de Chimborazo
<b>Práctica:</b>	Investigación
<b>Correo institucional:</b>	carrera.fisica2epoch.edu.ec
<b>Ciudad:</b>	Riobamba
<b>Provincia:</b>	Chimborazo
<b>Dirección:</b>	Panamericana Sur km 1 1/2

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

#### 1.2 Datos de la Fuente Radiactiva

La fuente emisora de radiación se encuentra en el bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares y los datos de la fuente se presenta en la siguiente tabla.

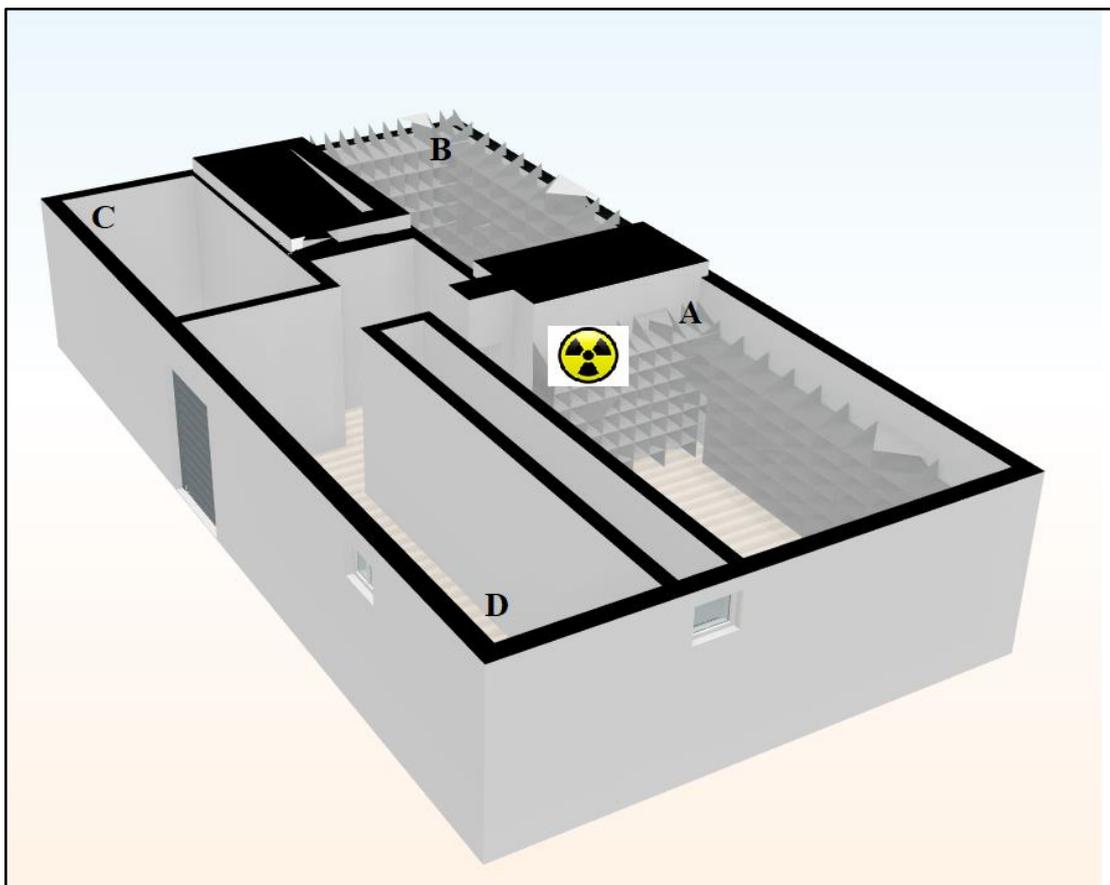
**Tabla:** Datos de la fuente emisora de radiación

<b>Tipo de Fuente</b>	<b>Isótopo Radiactivo</b>	<b>Estado Físico</b>	<b>Contendor</b>
Fuente abierta emisora de radiación	$^{238}\text{U}$	Roca	Dentro de un blindaje de plomo (Pb)

Realizado por: Vallejo Anderson, 2019

## 2. Descripción de la instalación

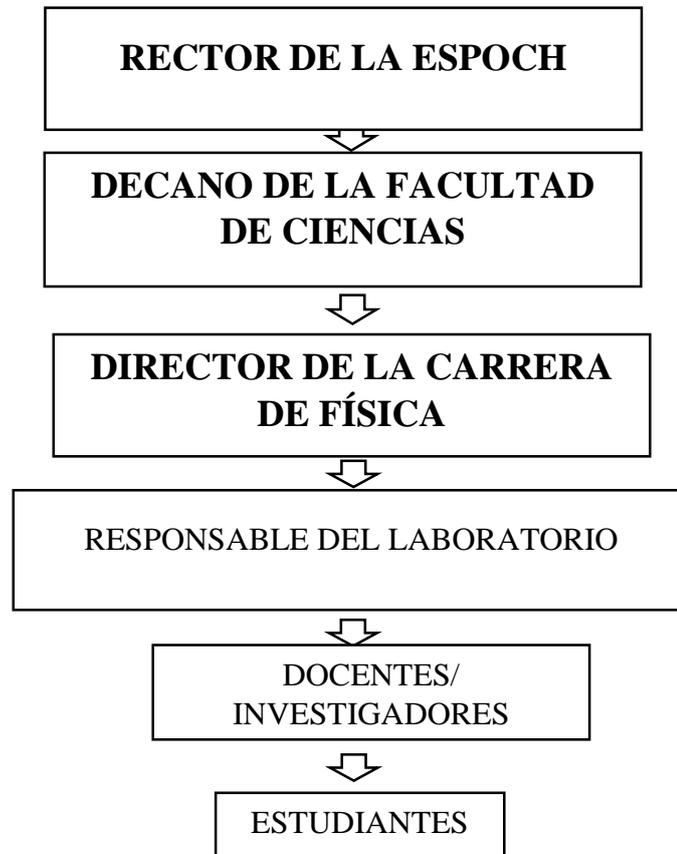
El bunker se encuentra ubicado en el Laboratorio de Técnicas Nucleares en la Facultad de Ciencias, la instalación está conformada por cuatro ambientes y un baño, como se muestra en la figura siguiente. En la habitación A, se encuentra la fuente radiactiva, la cual colinda al norte y al este con espacios verdes del área del laboratorio, al oeste con la habitación B y al sur con el baño. La habitación B, limita al norte y al oeste con las áreas verdes, al este con la habitación A y al sur con la habitación C. La habitación C, delimita al norte, al sur y al oeste con áreas verdes y al este con el pasillo del bunker. En el espacio D, se tiene al sur y al este, áreas verdes; al oeste el pasillo y al norte se encuentra el baño del laboratorio. Finalmente, el baño limita al norte con la habitación donde se encuentra la fuente, al sur con el espacio D, al oeste con el pasillo y al este con espacios verdes.



**Figura:** Esquema del interior del bunker del Laboratorio de Técnicas Nucleares

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

### 3. Organigrama de la Instalación



#### 3.1 Ámbito de Aplicación del Manual

El manual será de aplicación a todo el personal que se encuentre dentro del área del bunker o que, manipule la fuente radiactiva, ya sea para investigación, mantenimiento o cualquier otra actividad relacionada con la misma.

#### 3.2 Disponibilidad del Manual

El manual se encontrará físicamente en el Laboratorio de Técnicas Nucleares y, tendrá acceso todo el personal que esté relacionado con actividades de investigación o docencia en el bunker o con la fuente de radiación.

## **4. Sistema de Gestión**

### **4.1 Organización y Responsabilidades**

La Escuela Superior Politécnica de Chimborazo y la entidad reguladora Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares, deberán ser los responsables de asegurar el cumplimiento de las normas de protección radiológica; dentro de los cuales se incluyen a trabajadores o expertos cualificados dentro del área.

### **4.2 Responsables en materia de Protección Radiológica**

#### ***4.2.1 Responsabilidades del órgano regulador***

Según la Normas Básicas Internacionales de Seguridad de la Organización Internacional de Energía Atómica OIEA (2011, p. 16), debe existir un ente regulador independiente, el cual permita la regulación de las instalaciones y actividades que se asocien al uso de radiaciones ionizantes y, cumpla con las siguientes funciones:

- Contar con la autoridad legal y la competencia técnica para cumplir sus funciones.
- Preparar programas de medidas destinadas a reducir los riesgos asociados a las radiaciones.
- Asegurar el control de las fuentes de las fuentes radiactivas.
- Ser independiente de los titulares de licencias y del cualquier otro órgano.
- Establecerán normas y un marco reglamentario para la protección de las personas y del medio ambiente.
- Realizar la revisión y el examen de instalaciones y actividades.
- Ejecutar la inspección y el examen de instalaciones y actividades.
- Dar cumplimiento de los requisitos reglamentarios.

#### ***4.2.2 Obligaciones del responsable del laboratorio***

El responsable del laboratorio será la persona que asegure el cumplimiento de las Normas Básicas de Seguridad y Protección Radiológica, para ello según la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN) (2018, pp. 1-7), el responsable desempeñará las siguientes funciones:

- Participar y supervisar el diseño, montaje, instalación, operación, modificación y clausura de la instalación.
- Cumplir y hacer cumplir lo estipulado en el reglamento de Seguridad Radiológica.
- Evaluar los riesgos radiológicos y físicos asociados al bunker como también al contenedor de la fuente de radiación.
- Llevar a cabo la clasificación, señalización, vigilancia, limitación de accesos y condiciones de trabajo en función del riesgo de exposición o contaminación debido a las radiaciones ionizantes.
- Clasificar al personal que tenga ingreso al bunker, tanto docentes como estudiantes de acuerdo con los riesgos radiológicos y la clasificación de zonas que se establezca.
- Establecer requisitos adecuados de permanencia dentro del bunker en las áreas controladas y las no controladas.
- Establecer criterios de protección en vestuario para el personal que ingrese a la instalación.
- Manejar la vigilancia de radiactividad mediante dispositivos electrónicos que sean capaces de medir la radiación.
- Cumplir todos los puntos técnicos y administrativos para la gestión segura de fuentes en desuso.
- Gestionar la vigilancia dosimétrica dentro del bunker, contratando de manera oportuna y adecuada un servicio de dosimetría personal autorizado por la Autoridad Reguladora.
- En caso de algún accidente, incidente o emergencia radiológica el responsable del bunker, coordinará y ejecutará los distintos procedimientos establecidos en el manual de Protección Radiológica.
- Asegurar de que el personal que esté en interacción con la instalación posea los conocimientos adecuados relacionados al riesgo radiológico.
- Será responsable de realizar ejercicios de simulacro de emergencia.
- Dar conocimiento sobre la optimización de la protección radiológica, tanto sobre los objetivos de dosis, como sobre los programas de actuaciones que garanticen que las dosis recibidas sean tan bajas como sea razonablemente posible.

- Elaborar y actualizar el manual de Seguridad Radiológica de la Instalación e implementar el Programa de Protección Radiológica.

## **5. Fundamentos de Protección Radiológica**

### **Principio de Justificación**

Cualquier decisión que altere la situación de exposición a radiación deberá producir más beneficio al individuo que daño, es decir, que si se introduce una nueva fuente de radiación, se reduce una exposición existente o se reduce el riesgo potencial de exposición, esta deberá generar suficiente beneficio individual o social para poder compensar la acción que causa dicha decisión (International Commission Radiological Protection, 2007, p. 77).

### **Principio de optimización de la protección**

La magnitud de las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de recibir exposición a la radiación deberían mantenerse tan bajas como sea razonablemente alcanzable, es decir, que el nivel de protección debería ser el mejor maximizando el margen de beneficio en relación al daño (International Commission Radiological Protection, 2007, p. 77).

### **Principio de aplicación de límite de dosis**

La dosis total de cualquier individuo no debería exceder los límites permisibles recomendados por la Comisión, estos límites son decididos por la autoridad reguladora tomando en cuenta las recomendaciones internacionales y esto se aplica tanto a trabajadores como público en general (International Commission Radiological Protection, 2007, p. 78).

## **6. Riesgos Radiológicos**

Se pueden presentar de dos tipos:

**Exposición externa:** el material radiactivo se encuentra presente en el aire y se deposita sobre la piel o ropa (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004).

**Exposición interna:** es el proceso de introducir los nucleidos en el cuerpo mediante la inhalación o ingestión o través de la piel (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 7).

En el caso de esta instalación, están presentes los dos tipos de riesgos ya que cuando el personal se encuentre dentro del bunker estarán presentes a cierta irradiación externa y, si se llega a estar en contacto directo con la piedra radiactiva el riesgo que se produce es interno.

## **7. Clasificación del Personal**

Al personal por cuestiones de seguridad, vigilancia y control radiológico se las clasifica según su riesgo sometido a las exposiciones de las radiaciones ionizantes.

### **Trabajadores Expuestos (POE)**

Son las personas, que por las circunstancias que desarrollan su trabajo están sometidas a un riesgo de exposición, las cuales pueden superar los límites de dosis permisibles para miembros de público, en este caso, se encuentran incluidos los docentes, investigadores, estudiantes y personas en formación mayores de 18 años que se encuentren expuestos a radiaciones ionizantes durante su estudio (Casal Zamorano, 2011, p. 12).

### **Miembros del Público**

Se consideran como miembros del público a los trabajadores no expuestos, trabajadores expuestos fuera de su horario de trabajo y cualquier otro individuo de la población que se encuentre en zonas cercanas al búnker (Casal Zamorano, 2011, p. 13).

## **8. Límite de dosis**

La observación de los límites anuales forma una medida fundamental en la protección contra las radiaciones ionizantes, estos límites de dosis son valores que no deben ser sobrepasados y se aplican de acuerdo a la sumatoria de todas las dosis recibidas por exposición externa durante un periodo considerado (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2011, p. 27).

### **Límite para Trabajadores Ocupacionalmente Expuesto**

La OIEA (2016, p. 142) recomienda en su guía GSR Part 3 para la exposición de trabajadores mayores a 18 años los siguientes límites de dosis:

- Una dosis efectiva de 20 mSv anuales promediada en cinco años consecutivos (100mSv en 5 años) y 50 mSv en un año cualquiera.
- Una dosis equivalente en cristalino de 20mSv anuales promediada en cinco años.
- Una dosis equivalente en manos, pies o en piel de 500mSv en un año.

### **Límite para aprendices de 16 a 18 años**

Según las recomendaciones de la OIEA (2011, p. 142), para la exposición de aprendices entre 16 y 18 años que estén en relación con las radiaciones o utilizando fuentes durante su estudio, los límites de dosis son:

- Una dosis efectiva de 6 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en cristalino de 20 mSv en un año.
- Una dosis equivalente en extremidades o en la piel de 150 mSv en un año.

### **Límite para público**

De acuerdo con las normas de seguridad de la OIEA los límites de exposición para público son:

- Una dosis efectiva de 1mSv en un año.
- Una dosis equivalente en el cristalino de 15mSv en un año.
- Una dosis equivalente en la piel de 50mSv por año.

### **Límite para casos especiales**

Durante el embarazo se debe asegurar la máxima protección al embrión por lo cual el límite de dosis es comparable con los miembros del público y las condiciones de trabajo deben ser tales que la dosis al feto no supere el 1mSv al final del embarazo (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2011, p. 142).

## 9. Señalización

Es necesario poder identificar zonas las cuales estén expuestas a radiaciones ionizantes, por lo cual es importante señalarlas mediante símbolos. La OIEA en su guía de seguridad específica SSG-8 recomienda el símbolo de radiación mediante un trébol con fondo amarillo como se observa en la figura a continuación, estas deberán colocarse en la puerta de entrada a la instalación y también en la proximidad de la fuente radiactiva (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2015, p. 51).



**Figura:** Símbolo básico de radiación ionizante

**Fuente:** (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2011)

Además del símbolo de radiación (trébol), se debe usar otro símbolo complementario como se observa en la figura siguiente, el cual tiene como objetivo informar a los miembros del público de que la fuente constituye un grave peligro para ellos.



**Figura:** Símbolo complementario de radiación ionizante

**Fuente:** (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2011)

## **10. Normas generales en zonas con riesgo radiológico**

### **Acceso en zona controlada y supervisada**

El acceso a la zona controlada es restringido a personas autorizadas, es decir, el responsable del laboratorio, a ciertos profesores, pasantes o tesisistas que se encuentren haciendo investigación con la fuente radiactiva. Todos los antes mencionados deberán conocer sobre las normas de protección y el riesgo que existe en el mismo.

### **Equipamiento y material**

La OIEA (2016, p. 61), recomienda que en las zonas controladas y supervisadas deben contar a disposición del personal los siguientes materiales:

- Equipo de monitorización personal (dosímetro).
- Equipo de monitorización radiológica del lugar del trabajo (contador Geiger-Müller).
- Medios de protección adecuados para evitar la irradiación externa como lo son los guantes, chaleco, collarín y gafas plomadas.
- Ropa y calzado apropiado.
- Material para poder resolver una emergencia como un extintor, ducha, entre otras cosas.

## **11. Vigilancia del ambiente del trabajo**

### **Monitorización del medio ambiente**

Se entiende por monitorización del medio ambiente a las mediciones de las tasas de dosis externas que se encuentran en el medio ambiente y concentraciones de actividad de nucleidos en el aire (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2010).

La OIEA (2010, p. 30) recomienda al responsable del laboratorio cumplir con los siguientes puntos específicos al momento de monitorear la instalación:

- Determinar el impacto ambiental de una fuente, en donde, el responsable deberá seleccionar puntos de medición y aplicar métodos analíticos que permitan detectar la radiación.
- Verificar los resultados de la monitorización del ambiente de la instalación y así asegurarse que no sobrepasen los límites de exposición.

- La finalidad de la monitorización es detectar cambios a largo plazo de las concentraciones de actividad o tasa de dosis en el medio ambiente.

### **Monitorización de la fuente**

Este tipo de monitoreo se aplica directo a la fuente de radiación, de la misma manera se aplica el diseño para programa de monitorización del medio ambiente. El responsable del laboratorio deberá tomar medidas directo a la fuente radiactiva encapsulada en su blindaje con el fin de encontrar alguna fuga de radiación, también tendrá conocimiento de la forma química, densidad, tasa de flujo y los componentes nucleidos que conforman la fuente emisora (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2010, p. 29).

### **Monitorización Individual**

La monitorización individual consiste en realizar mediciones en las personas, este tipo de monitoreo se realiza después de un accidente para evaluar las dosis reales a los individuos, el responsable deberá tomar las mediciones con el contador Geiger-Müller presente en el cuerpo o en su ropa. También consiste en la dosimetría personal, el cual el empleador deberá contar con un dosímetro para poder tomar sus medidas de dosis y controlar su exposición a la radiación (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2010, p. 31).

## **12. Programa de Protección Radiológica**

El programa de protección radiológica (PPP), está relacionado con una fase de práctica o con la vida útil de una instalación, es decir, desde su diseño, pasando por el control de los procesos hasta su clausura (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 32).

### **Contabilidad de las fuentes radiactivas**

La OIEA (2004, p. 36) en las normas básicas de seguridad señala que los titulares registrados deberán mantener un sistema de contabilidad en el que conste:

- La ubicación y descripción de cada fuente
- La actividad y forma de cada sustancia radiactiva.

En el caso de la ESPOCH, se cuenta con una fuente natural la cual se encuentra en el búnker debidos a su gran actividad y 5 fuentes didácticas que se encuentran en el Laboratorio de Técnicas Nucleares.

### **Clasificación de Zonas**

Todo el personal deberá establecer y mantener disposiciones organizativas, de procedimiento y técnicas en relación con la designación de zonas, estas se clasificarán de acuerdo con la evaluación de las dosis anuales previstas y de la magnitud de exposición potenciales (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2016, p. 59).

Por consecuente se identificarán y delimitarán todos los lugares de trabajo en los que exista la posibilidad de recibir dosis superiores a los límites establecidos. Estas medidas se adaptan a la naturaleza de las instalaciones y de las fuentes radiactivas (Casal Zamorano, 2011, p. 14).

### **Zona controlada**

De acuerdo a la OIEA (2016, p. 60) designa zona controlada donde se requieran medidas de protección para poder controlar las exposiciones o, impedir la dispersión de la contaminación en condiciones de funcionamiento normal. En dicha zona existe la probabilidad de recibir una dosis efectiva superior a 6mSv (Casal Zamorano, 2011, p. 14).

En relación a esto y de acuerdo a la OIEA (2004, p. 38), el responsable del laboratorio deberá:

- Delimitar por medios físicos las zonas controladas.
- Cuando la fuente sea trasladada deberá delimitar una zona controlada adecuada y especificar tiempos de exposición.
- Colocar un símbolo de advertencia recomendado por el Organismo Internacional de Normalización.
- Restringir el acceso a zonas controladas.
- Proporcionar en los puntos de entrada en las zonas controladas equipo de protección radiológica.
- Proporcionar en los puntos de salida de las zonas controladas equipo de vigilancia radiológica de la contaminación de la piel y ropa, instalaciones de lavado y ducha.

Considerando estos puntos, se considera que la habitación A, lugar donde se localiza la fuente radiactiva, se debería delimitar como zona controlada; en donde se debe incorporar todas las medidas de protección necesarias.

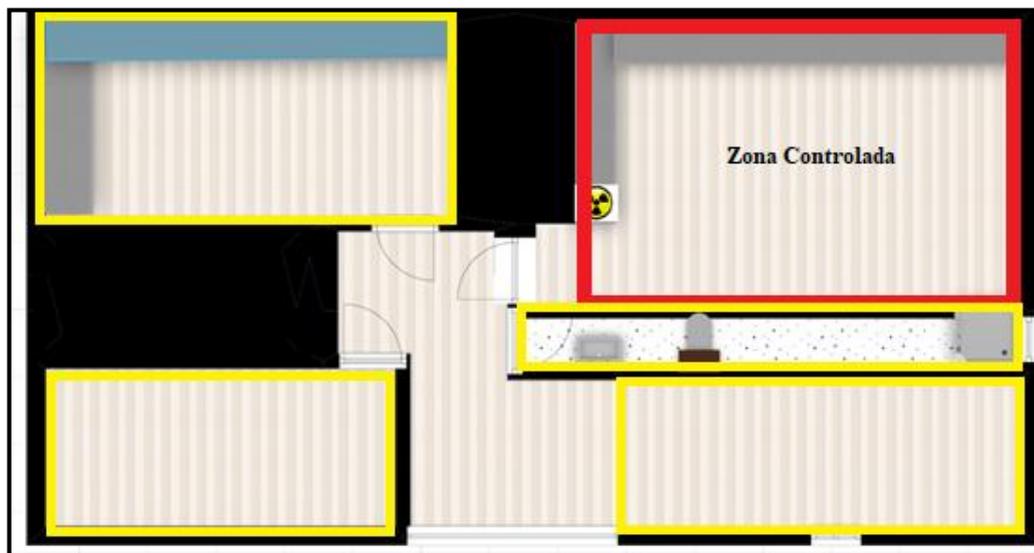
## Zona supervisada

Según con la OIEA (2016, p. 61) se designa como zona supervisada a toda zona que no haya sido designada como zona controlada, en dicha zona no será necesario medidas de protección y seguridad específicas ya que es muy improbable recibir dosis efectivas superiores a los 6mSv.

Según la OIEA (2004, p. 40) el responsable deberá:

- Delimitar las zonas supervisadas por medio apropiados.
- Colocar señales en los puntos adecuados a las zonas supervisadas.
- Examinar periódicamente las condiciones para determinar toda necesidad de medidas de protección y seguridad.

Se debe establecer como zonas supervisadas, las habitaciones B, C, y D, además del baño y los pasillos. En la figura siguiente, se muestra de contorno rojo la zona controlada, que es en donde está la fuente radiactiva, mientras que la las zonas supervisadas están de contorno amarillo.



**Figura:** Esquema de las áreas controladas y no controladas del interior del bunker

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

## 13. Reglas, supervisión y equipo de protección personal

La OIEA (2004, p. 41) recomienda establecer reglas las cuales deben encontrarse en lugar visible o estar disponible en el puesto de trabajo. El responsable deberá:

- Verificar que todo el personal cumpla con su respectiva protección personal.
- Que no se encuentre dentro del área a la exposición a la radiación por demasiado tiempo.

- Velar por que todo el trabajo que implique exposición ocupacional sea supervisado adecuadamente.

De acuerdo a la OIEA (2004, pp. 41-42) debe existir una cooperación entre el responsable del bunker y los trabajadores, siendo importante:

- Facilitar a todos los trabajadores información adecuada sobre los riesgos para la salud.
- Dar información sobre los riesgos que la exposición de una mujer embarazada supone al embrión o al feto.
- Notificar por parte de los trabajadores, si existe la sospecha de que alguien esté embarazada.
- Facilitar información y capacitación adecuada, a los trabajadores que pudieran ser afectados por un plan de emergencia.

### **Equipo de protección personal**

La OIEA (1997, p. 41) recomienda que el responsable debe velar porque:

- Se proporcione a los trabajadores equipo de protección personal adecuado como ropa protectora, delantal, guantes, gafas y collarín plomados.
- Todo el equipo de protección se mantenga en estado satisfactorio para su correcto uso.
- Se encuentre listo al alcance de los empleadores.



**Figura:** Mandil Plomado

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019



**Figura:** Collarin Plomado

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019



**Figura:** Guantes Plomados

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019



**Figura:** Gafas Plomadas

**Realizado por:** Vallejo Anderson, 2019

## 14. Vigilancia radiológica

Se refiere a las mediciones relacionadas con la evaluación o el control de la exposición a la radiación y a los materiales radiactivos.

### Vigilancia radiológica individual

Cuando un empleador esté realizando normalmente sus actividades en una zona controlada, en donde, pueda sufrir una exposición ocupacional significativa, este será objeto de vigilancia radiológica individual (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 47).

La exposición externa a la radiación puede ser fácilmente evaluada por dispositivos electrónicos, un dosímetro es capaz de medir las magnitudes operacionales para un tipo en particular de radiación presente; estos dosímetros deberán cuantificar la exposición máxima que se pueda proveer de forma razonable. Cuando no se puedan utilizar dosímetros individuales deberá utilizarse otros métodos apropiados como lo son los monitores de zona o dosímetros de área (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 48).

Para poder asegurarse la precisión y exactitud en las lecturas de los dosimétrica, la dosimetría individual debería realizarse por un servicio de dosimetría aprobado por la autoridad reguladora; en Ecuador la entidad que se encarga de estos procedimientos es la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN) (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 49).

Es importante gestionar la contratación de sistemas de dosimetría personal, que permita que el responsable del laboratorio y los investigadores o docentes, que ingresen de manera frecuente, realicen un adecuado monitoreo dosimétrico individual. Dentro del Ecuador, los servicios que

permitirían cumplir con esto, serían los de dosimetría por termoluminiscencia (TLD), ya que son los ofertados tanto a nivel público como privado.

### **Vigilancia radiológica del lugar del trabajo**

La vigilancia radiológica del lugar del trabajo, deberá permitir la evaluación de las condiciones radiológicas existentes en los puestos de trabajo y, la evaluación de la exposición tanto en zonas controladas como supervisadas (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 50).

De acuerdo con lo propuesto por la OIEA (2004, p. 50) se considera que:

- Las mediciones serán tomadas dentro del bunker, en la habitación A, donde se encuentra la fuente radiactiva y en los espacios aledaños a la misma (pasillos, baño y zonas supervisadas).
- Las medidas serán tomadas una vez al mes, además, si modifican la ubicación de la fuente o si se realizan cambios en su blindaje estructural.
- Las medidas serán tomadas por el responsable del laboratorio con su respectiva protección personal; se tomarán 5 medidas en las distintas zonas del bunker con el detector perfectamente calibrado.
- Las medidas tomadas no deberán exceder los límites de dosis permisibles y si lo hace se deberá evaluar el contenedor de la fuente realizando así un nuevo cálculo para la fuente radiactiva, esto, considerando los niveles de referencia.

### **15. Responsabilidades de los titulares y trabajadores**

El responsable del bunker, debe responsabilizarse de:

- La protección de los trabajadores, docentes, investigadores o estudiantes, contra la exposición radiológica.
- Limitar las exposiciones ocupacionales pre escritas en los límites de dosis.
- Facilitar medios, equipos y servicios idóneos para una correcta protección y seguridad del empleador.
- Facilitar dispositivos y equipos de vigilancia radiológica adecuados y se adopten medidas para su uso correcto.
- Mantener registros adecuados conforme a lo prescrito en las normas.
- Garantizar las condiciones necesarias para promover una cultura de seguridad.

Además, de acuerdo a la OIEA (1997, p. 37) los docentes, investigadores, estudiantes y otros trabajadores deberán:

- Observar las reglas y procedimientos de protección y seguridad especificados por el titular registrado.
- Usar correctamente los dispositivos de vigilancia radiológica, así como el equipo y ropa de protección y seguridad.
- Cooperar con el titular registrado en lo que se refiere a la protección y seguridad, así como la ejecución de los programas de vigilancia radiológica.
- Aceptar la información, instrucción y capacitación de la materia de protección y seguridad que les permite realizar su trabajo con conformidad.

## **16. Control Dosimétrico Personal**

La dosimetría externa del personal expuestos a las radiaciones ionizantes deberá ser realizado por un ente externo que brinde este tipo de servicio.

El responsable del laboratorio, docentes, investigadores y estudiantes deberán utilizar dosímetro, el cual es únicamente personal, el dosímetro a utilizar es de solapa, el cual permite estimar dosis equivalentes individuales, profunda y superficial, a cuerpo entero. Las dosis individuales por irradiación externa se estimarán bimensualmente (Casal Zamorano, 2011, p. 21).

El responsable del laboratorio dentro de las funciones del control dosimétrico deberá:

- Verificar que el límite de dosis no supere los límites recomendados por la OIEA (Dosis anual 20mSV).
- Mantener un registro de todas las lecturas dosimétricas del personal.
- A los docentes, investigadores y estudiantes después de 5 años entregar su historial dosimétrico.
- Garantizar sistemas dosimétricos a los docentes, investigadores y estudiantes durante el tiempo que laboren en el área, a los cuales, se entregará su historial dosimétrico al finalizar sus actividades que se relacione con radiación ionizante.

En caso de sobrepasar la dosis permisible se realizará una investigación y, se determinará las causas que provocaron dicho incremento de dosis y se tratará de evitar que vuelva a ocurrir.

## **Utilización de los dosímetros**

El responsable del laboratorio deberá dar a conocer como es la utilización del dosímetro, donde se debe tomar en cuenta que:

- El uso del dosímetro es personal y restringido a la instalación.
- El dosímetro deberá colocarse en la zona más representativa de la parte expuesta del cuerpo a la altura del pecho.
- En caso donde se necesario el uso del mandil plomado, el dosímetro será colocado debajo de este y en la misma posición recomendad anteriormente.
- Si el dosímetro es dañado o perdido se deberá comunicar inmediatamente al responsable del laboratorio.
- Deberá cambiar los dosímetros bimensualmente para su respectiva lectura.

## **17. Información y Capacitación**

Todo el personal que se encuentre directa o indirectamente relacionado en el trabajo con radiación ionizante, deberán ser capacitados en los riesgos asociados a la radiación. El responsable deberá abarcar varios puntos como:

- Riesgos principales a las radiaciones ionizantes.
- Magnitudes y unidades básicas empleadas en la protección radiológica.
- Principios de protección radiológica.
- Fundamentos de la protección radiológica
- Cuestiones relacionas a funciones específicas.

## **18. Emergencia**

Se consideran situaciones de emergencia en donde requiera acciones protectoras destinadas a reducir o evitar exposiciones innecesarias, el objetivo será emprender acciones protectoras cuando éstas se justifiquen y optimizarlas de manera que produzcan el beneficio neto máximo (Organismo Internacional de Energía Atómica, 2004, p. 64).

En el caso con la fuente de emisora de radiación, las posibles emergencias que se podrían dar son las siguientes:

- No percatarse de que la fuente no se encuentre sellada.
- Estar en contacto directo con la fuente.
- Perdida de la fuente.

Si se da el caso de las posibles emergencias, el responsable del laboratorio deberá tener un plan de contingencia el cual requiera tomar acciones cuyo objetivo principal será reducir los niveles de exposición lo más mínimo posible.

En caso de que la contaminación sea directa a los docentes, investigadores o estudiantes debido a que estén en contacto inmediato con la fuente radiactiva, el responsable deberá localizar a las personas afectadas que pudieron estar sometidas a mayor exposición o contaminación y proceder a una vigilancia radiológica individual para asegurarse que se encuentre limpio de material radiactivo, a continuación, procederá a la descontaminación del afectado, que en caso de contaminación en piel deberá lavarse la zona afectada y después se tomará mediciones con el detector. Si la contaminación se produce en la ropa esta deberá ser confinadas en bolsas de plásticos para su posterior desecho. Finalmente se procederá a las lecturas del dosímetro para observar cuantas dosis recibió en el accidente y entregar un informe detallado.

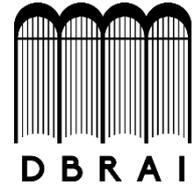
Por otro lado, si el accidente esta relaciona con la perdida de la fuente radiactiva, el responsable deberá restringir la zona donde se había visto la fuente por última vez, comunicar a todo el personal que se encuentre dentro de la instalación que se ha producido un accidente para que no se acerquen, con el detector hacer lecturas alrededor de la zona y comunicar rápidamente al SCAN de lo sucedido.

***Medios Materiales:*** el bunker deberá estar dotado con una ducha de emergencia, lavabo, botiquín de primeros auxilios, equipo de protección personal, equipos de medida de radiación.

***Personal implicado:*** el personal que vaya a participar en el plan de emergencia deberá tener conocimiento de la instalación y en materia de protección radiológica, además de ello entrará al bunker con material de protección radiológica personal y su respectivo dosímetro.



**ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE  
CHIMBORAZO**



**DIRECCIÓN DE BIBLIOTECAS Y RECURSOS  
PARA EL APRENDIZAJE Y LA INVESTIGACIÓN**

**UNIDAD DE PROCESOS TÉCNICOS  
REVISIÓN DE NORMAS TÉCNICAS, RESUMEN Y BIBLIOGRAFÍA**

**Fecha de entrega:** 12/ 02/ 2020

<b>INFORMACIÓN DEL AUTOR/A (S)</b>
<b>Nombres – Apellidos:</b> Anderson Steve Vallejo Granizo
<b>INFORMACIÓN INSTITUCIONAL</b>
<b>Facultad:</b> Ciencias
<b>Carrera:</b> Biofísica
<b>Título a optar:</b> Biofísico
<b>f. Analista de Biblioteca responsable:</b>