



ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO
FACULTAD DE CIENCIAS
ESCUELA DE FÍSICA Y MATEMÁTICA

**DISEÑO, CONSTRUCCIÓN E IMPLEMENTACIÓN DE UN
SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN
IONIZANTE PARA EL LABORATORIO DE TÉCNICAS
NUCLEARES DE LA ESPOCH.**

Trabajo de Titulación

Tipo: Proyecto Experimental

Presentado para optar el grado académico de:

BIOFÍSICA

AUTORA: MIRANDA TUSTÓN RUTH ESTEFANÍA

TUTOR: DR. RICHARD PACHACAMA

Riobamba-Ecuador

2018

© 2018, Ruth Estefanía Miranda Tustón

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

ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO
FACULTAD DE CIENCIAS
ESCUELA DE FÍSICA Y MATEMÁTICA
CARRERA DE BIOFÍSICA

El tribunal de Trabajo de titulación certifica que: El trabajo de investigación: DISEÑO, CONSTRUCCIÓN E IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN IONIZANTE PARA EL LABORATORIO DE FÍSICA NUCLEAR DE LA ESPOCH, es de responsabilidad de la señorita Ruth Estefanía Miranda Tustón, ha sido minuciosamente revisado por los miembros del Tribunal, quedando autorizada su presentación.

FIRMA

FECHA

Dr. Richard Pachacama

**DIRECTOR DEL TRABAJO
DE TITULACIÓN**

Biof. Teresa Altamirano

MIEMBRO DEL TRIBUNAL

DECLARACIÓN

Yo, Ruth Estefanía Miranda Tustón soy responsable de las ideas, doctrinas y resultados expuestos en este proyecto de titulación y el patrimonio intelectual de la Tesis de Grado pertenece a la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo.

RUTH ESTEFANÍA MIRANDA TUSTÓN

DEDICATORIA

El presente trabajo es dedicado a mis padres, Wilfrido y Guadalupe, quienes han sido mi ejemplo y fortaleza, por ser mi sostén en los obstáculos de la vida y ayudarme a continuar.

A mis hermanas, Gaby por ser mi guía, Pao mi compañera de aventuras y mi hermano Dallin por su cariño y por compartir esos gustos originales.

A mi hijo, Stephano quien con su ternura y paciencia me ha enseñado que la felicidad está en las cosas simples y aunque hoy se encuentra mucho más allá del cielo su amor sigue siendo mi fortaleza.

Para mis abuelitos, Jorge por enseñarme valores y la senda correcta, Gloria a ti mi ángel por siempre cuidarme.

Antonio por caminar junto a mí y a mi familia en general por su apoyo y amor.

Estefanía

AGRADECIMIENTO

Agradezco a la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo y de manera especial a los docentes de la Escuela de Física y Matemática por compartir sus conocimientos y contribuir a mi vida profesional.

A mis padres por acompañarme durante mi vida estudiantil y guiarme con amor, su apoyo ha sido fundamental para culminar mi carrera.

Al Biofísico Javier Carrasco por su generosa ayuda en el desarrollo de este trabajo, su conocimiento y paciencia fue primordial para llevarlo a cabo.

Al Biofísico Mario Pérez y Doctora Talía Tene, encargados del Laboratorio de Técnicas Nucleares quienes me facilitaron las instalaciones, instrumentos, material radiactivo e información.

A mi director de Trabajo de Titulación, Doctor Richard Pachacama por su acertada orientación.

Estefanía

ABREVIATURAS

ALARA	As Low As Reasonably Achievable
Bq	Bequerels
CAD	Convertidor Analógico Digital
CEEA	Comisión Ecuatoriana de Energía Atómica
Ci	Curie
Cpm	Cuentas por minuto
Cps	Cuentas por segundo
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
D_t	Dosis absorbida
eV	Electronvoltio
GM	Geiger Müller
Gy	Gray
H*(10)	Equivalente de dosis ambiental
Hp(10)	Equivalente de dosis personal
H_t	Dosis equivalente
ICRP	International Commission on Radiological Protection.
ICRU	International Commission on Radiation Units and Measurements
ISO	International Organization for Standardization
LTN	Laboratorio de Técnicas Nucleares
mA	Miliamperio
mm	Milímetro
mR/h	Miliroentgen por hora
mSv	Milisievert
mSv/h	Milisievert por hora
mV	Milivoltios
nF	Nanofaradio
Ohm	Ohmio
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica.
OIT	Organización Internacional del Trabajo
OMS	Organización Mundial de la Salud
PCB	Printed Circuit Board
POE	Personal Ocupacionalmente Expuesto
RI	Radiaciones ionizantes

RN	Radionucleido
RUC	Registro Único de Contribuyentes
SCAN	Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares.
SENESCYT	Secretaría de Educación Superior, Ciencia, Tecnología e Innovación
Sv	Sievert
TLD	Dosímetro Termoluminiscente
TOE	Trabajador Ocupacionalmente Expuesto
μA	Microamperio
V	Voltio
W_t	Factor de ponderación de tejido

ÍNDICE DE CONTENIDO

RESUMEN	xvi
ABSTRACT.....	xvii
CAPÍTULO I	
1. MARCO TEÓRICO.....	7
1.1 Detección de la radiación ionizante	7
1.1.1 Tipos de detectores	7
1.1.1.1 Detectores gaseosos	8
1.1.1.2 Detectores de centelleo	9
1.1.1.3 TLD.....	10
1.1.2 Propiedades características de un detector	10
1.1.2.1 Sensibilidad.....	10
1.1.2.2 Tiempo de respuesta.....	11
1.1.2.3 Tiempos característicos.....	11
1.1.2.4 Resolución en energía.....	11
1.1.2.5 Eficiencia	12
1.2 Electrónica de un detector	12
1.2.1 Sensores	13
1.2.1.1 Geiger Müller.....	13
1.2.1.2 Centelladores	16
1.2.1.3 Semiconductores	16
1.2.2 Preamplificador	17
1.2.3 Modelador de pulso	17
1.2.4 Conversión análoga-digital	18
1.3 Protección Radiológica.....	18
1.3.1 Magnitudes y unidades empleadas en protección radiológica	18
1.3.1.1 Actividad	19
1.3.1.2 Dosis absorbida.....	19
1.3.1.3 Dosis equivalente	20
1.3.1.4 Dosis efectiva	20
1.3.2 Magnitudes operacionales	21
1.3.2.1 Equivalente de dosis ambiental.....	21
1.3.2.2 Equivalente de dosis personal.....	22
1.3.3 Principios de protección radiológica	22
1.3.3.1 Principio de justificación	22

1.3.3.2	<i>Principio de optimización de la protección</i>	22
1.3.3.3	<i>Principio de aplicación de límites de dosis</i>	23
1.3.4	Clasificación del personal	23
1.3.4.1	<i>Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos</i>	23
1.3.4.2	<i>Miembros del público</i>	24
1.3.5	Límites de dosis	24
1.3.5.1	<i>Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos</i>	25
1.3.5.2	<i>Miembros del público</i>	25
1.3.6	Clasificación de zonas	26
1.3.6.1	<i>Zona controlada</i>	26
1.3.6.2	<i>Zona vigilada</i>	26
1.3.7	Vigilancia y control de la radiación	27
1.3.7.1	<i>Tiempo</i>	27
1.3.7.2	<i>Distancia</i>	28
1.3.7.3	<i>Blindaje</i>	29
1.3.8	Normativa	30

CAPÍTULO II

2.	MARCO METODOLÓGICO	32
2.1	Diseño de un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante	32
2.1.1	Estado actual del Laboratorio de Técnicas Nucleares	32
2.1.1.1	<i>Instalaciones</i>	34
2.1.1.2	<i>Equipos e instrumentos</i>	36
2.1.1.3	<i>Fuentes radiactivas</i>	38
2.1.2	Uso del Laboratorio de Técnicas Nucleares	39
2.1.3	Responsabilidades en materia de protección y seguridad	40
2.1.4	Requisitos para adquisición de licencias	40
2.1.5	Sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante	41

CAPÍTULO III

3.	CONSTRUCCIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN IONIZANTE.....	44
3.1	Práctica	44
3.2	Detector de radiación ionizante LTN 1.0	44
3.2.1	Calibración del detector LTN 1.0	49
3.3	Hoja de cálculo electrónico.....	52

CAPÍTULO IV

4. IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN IONIZANTE.....	56
4.1 Responsabilidades en materia de protección y seguridad.....	56
4.1.1 <i>Rector</i>	56
4.1.2 <i>Decano</i>	56
4.1.3 <i>Director de escuela</i>	56
4.1.4 <i>Docente</i>	57
4.1.5 <i>Técnico docente</i>	57
4.1.6 <i>Estudiante</i>	57
4.2 Estado de exención de las fuentes radiactivas del LTN.....	57
4.2.1 <i>Caracterización de las fuentes radiactivas</i>	59
4.3 Dosis medidas en prácticas de laboratorio y cálculo de dosis anual.....	62
4.3.1 <i>Determinación de dosis de radiación en zonas ambientales</i>	62
4.3.2 <i>Estimación de dosis efectiva utilizando fuentes alfa, beta, gamma y positrones</i>	64
4.3.2.1 <i>Cálculo y estimación de dosis con una fuente beta</i>	64
4.3.2.2 <i>Cálculo y estimación de dosis con una fuente gamma</i>	67
4.3.2.3 <i>Cálculo y estimación de dosis con una fuente de positrones</i>	70
4.3.3 <i>Optimización de la práctica y mejoramiento continuo</i>	72
4.3.3.1 <i>Recomendaciones para el personal del laboratorio</i>	72
4.3.4 <i>Clasificación de área y personal</i>	73
CONCLUSIONES.....	77
RECOMENDACIONES.....	79
BIBLIOGRAFÍA	
ANEXOS	

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1-1. Estructura de una cámara de ionización	9
Figura 2-1. Componentes de un detector de centelleo	9
Figura 3-1. Detector termoluminiscente con cristales de sulfato de calcio	10
Figura 4-1. Componentes y funciones básicas de un sistema de detección de radiación ionizante	12
Figura 5-1. Elementos de un detector Geiger Müller	13
Figura 6-1. Relación entre la carga recolectada y la tensión aplicada para tres tipos de partículas	16
Figura 7-1. Factores de ponderación de la radiación	20
Figura 8-1. Factores de ponderación para los tejidos	21
Figura 9-1. Límites de dosis recomendados en situaciones de exposición planificadas	25
Figura 10-1. Tiempo como factor de protección radiológica.....	27
Figura 11-1. Distancia como factor de protección radiológica	28
Figura 1-2. Campana de gases del LTN	33
Figura 2-2. Plano del Laboratorio de Técnicas Nucleares	34
Figura 3-2. Laboratorio de Técnicas Nucleares.....	35
Figura 4-2. Fuentes radiactivas: a. Americio 241, b. Cesio 137, c. Carbono 14, d. Sodio 22 (izquierda) y Estroncio 90 (derecha)	38
Figura 5-2. Diagrama de bloques del sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante ...	41
Figura 1-3. Tubo Geiger Müller STS-5	47
Figura 2-3. Diagrama del Circuito impreso del detector LTN 1.0	48
Figura 3-3. Circuito electrónico del detector LTN 1.0	48
Figura 4-3. Detector electrónico de lectura directa LTN 1.0	49
Figura 5-3. Pantalla principal de la hoja de cálculo electrónica	53
Figura 6-3. Menú principal para el Técnico docente	53
Figura 7-3. Formulario para el registro de dosis.....	54
Figura 8-3. Base de datos del sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante	55
Figura 1-4. Puntos de medida siguiendo patrón en zigzag	63
Figura 2-4. Clasificación de áreas del Laboratorio de Técnicas Nucleares	74

ÍNDICE DE GRÁFICOS

Gráfico 1-3. Análisis de linealidad de tasa de dosis calculada y tasa de dosis promediada.....52

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1-1. Clasificación de acuerdo a los principios de funcionamiento del detector.....	10
Tabla 2-1. Características de materiales utilizados para blindaje.....	30
Tabla 1-2. Elementos existentes y no existentes en el LTN.....	33
Tabla 2-2. Dimensiones del Laboratorio de Técnicas Nucleares	35
Tabla 3-2. Equipos e instrumentos del Laboratorio de Física Nuclear	36
Tabla 4-2. Características generales de las fuentes radiactivas del LTN	37
Tabla 1-3. Elementos electrónicos para el ensamblaje del detector	44
Tabla 2-3. Especificaciones eléctricas del tubo GM STS-5.....	47
Tabla 3-3. Características del radionúclido cesio 137	49
Tabla 4-3. Mediciones de fondo ambiental del LTN	50
Tabla 5-3. Lecturas realizadas a una distancia de 25 cm	51
Tabla 6-3. Lecturas realizadas a una distancia de 50 cm	51
Tabla 7-3. Lecturas realizadas a una distancia de 1 m.....	51
Tabla 1-4. Niveles de exención de las fuentes radiactivas del LTN	58
Tabla 2-4. Caracterización de fuentes radiactivas del LTN.....	60
Tabla 3-4. Lecturas realizadas siguiendo patrón de zigzag.....	63
Tabla 4-4. Medidas realizadas con la fuente beta	65
Tabla 5-4. Medidas realizadas con la fuente gamma	67
Tabla 6-4. Medidas realizadas con la fuente de positrones.....	70
Tabla 7-4. Resumen de tasas de dosis según fuente radiactiva.....	73

ÍNDICE DE ANEXOS

ANEXO A: Kit para experimentos de espectroscopia beta.

ANEXO B: Kit para experimentos de vida media y equilibrio radiactivo con cobra 3.

ANEXO C: Informe de la SCAN con fecha 25 de abril de 2014.

ANEXO D: Manual de operación del detector de lectura directa LTN 1.0

ANEXO E: Guía para prácticas de laboratorio.

RESUMEN

El objetivo fue diseñar, construir e implementar un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante para el Laboratorio de Técnicas Nucleares, porque actualmente no cuenta con un sistema que nos permita mantener un registro de dosis del personal para la aplicación de la protección radiológica. En el diseño del sistema se evaluó el estado en que se encontraba el laboratorio considerando sus instalaciones, equipos e instrumentos y las fuentes radiactivas; para la construcción se tienen los dos elementos del sistema de detección, primero el ensamblaje del detector de radiación LTN 1.0 y después la realización de la hoja de cálculo electrónica. Para la etapa final de implementación, como uno de los puntos se realizó la caracterización y clasificación de las fuentes radiactivas de acuerdo a sus niveles de exención para conocer cuántas debían estar bajo control de la Autoridad Reguladora; con el desarrollo de dos prácticas de laboratorio se determinó la radiación de fondo en el LTN con una tasa de dosis de 0.085 $\mu\text{Sv/h}$ y la tasa de dosis anual de 0.711 μSv . Con la segunda práctica se obtuvo la tasa de dosis al trabajar con fuentes beta, gamma y de positrones a diferentes distancias, siendo la tasa de dosis a una distancia de 25 cm con la fuente beta 1.289 $\mu\text{Sv/año}$, con la fuente gamma 4.076 $\mu\text{Sv/año}$ y con la fuente de positrones 0.372 $\mu\text{Sv/año}$. Con estos valores se clasificó como Zona Controlada al área de trabajo y al espacio que se destine para almacenar las fuentes, y como Zona Vigilada el resto de las instalaciones; y los trabajadores que laboran en zonas controladas tienen denominación de Categoría A.

Palabras clave:

<BIOFÍSICA>, <RADIACIÓN>, <SISTEMA DE DETECCIÓN>, <PROTECCIÓN RADIOLÓGICA>, <TASA DE DOSIS>, <DETECTOR DE RADIACIÓN>.

ABSTRACT

The objective of this research work was to design, build and implement a detection and monitoring system of ionizing radiation for the Nuclear Techniques Laboratory, due to there is currently no a system that allows us to maintain a personnel radiation dose register for the application of radiological protection. The state of the laboratory was evaluated in the design of the System, considering its facilities, equipment and instruments as well as the radioactive sources. There are two elements of the detection system for the construction: first, radiation detector assembly 1.0 in the Nuclear Techniques Laboratory, second the preparation of electronic spreadsheet and finally the implementation of the system. The characterization and classification of the radioactive sources according to their levels of exemption in order to know how many of these should be under the control of the regulatory authority was one of the points to be analyzed. Two laboratory practices were carried out to determine the background radiation in the Nuclear Techniques Laboratory with a dose rate of 0.085 $\mu\text{Sv/h}$ and the annual dose rate of 0.711 $\mu\text{Sv/h}$. With the second practice, the dose rate was obtained when working with beta, gamma and positron sources at different distances; the dose rate at a distance of 25 cm with the beta source is 1,289 $\mu\text{Sv/year}$, with the gamma source is 4,076 $\mu\text{Sv/year}$ and with the positrons source is 0.372 $\mu\text{Sv/year}$. By using these values, the work area and the space that is destined to store the sources were classified as the Controlled Area, and as a monitored area to the rest of the facilities. In addition, workers who work in controlled areas have a Category A designation.

KEYWORDS: <BIOPHYSICAL>, <RADIATION>, <DETECTION SYSTEM>, <RADIOLOGICAL PROTECTION>, <DOSE RATE>, <RADIATION DETECTOR>.

INTRODUCCIÓN

El Laboratorio de Técnicas Nucleares de la ESPOCH desde su inicio ha sido empleado por diferentes carreras de la Facultad de Ciencias para la docencia y para el desarrollo de prácticas de laboratorio utilizando equipos, fuentes radiactivas y contadores o detectores de radiación ionizante. Razón por la cual, la protección radiológica en las instalaciones es primordial para el resguardo de la salud de los trabajadores ocupacionalmente expuestos y del medio ambiente.

La infraestructura del LTN en materia de blindaje es la adecuada, ya que presenta paredes de 0.25 m de grosor que detiene la salida de la radiación, también posee el área de almacenamiento de fuentes radiactivas y una campana de gases para la extracción de vapores que resulten nocivos. Por otra parte no cuenta con el mobiliario necesario y pertinente para un laboratorio de esta índole.

Existen factores que pueden ser mejorados, como es el caso de los equipos del laboratorio que según inventario de los 22 equipos tan solo tres se encuentran en buen estado, así mismo existen 20 fuentes radiactivas de las cuales 12 se encuentran exentas lo que nos deja con 8 fuentes para trabajar y que deben estar bajo control de la autoridad reguladora. En conjunto con los equipos y las fuentes radiactivas los docentes pueden planificar y llevar a cabo las prácticas.

Para la reactivación del LTN es necesario que los titulares sean registrados y tengan licencia de operación para que la protección radiológica se encuentre en manos de un profesional calificado, así como también se debe obtener el licenciamiento institucional para laborar con fuentes radiactivas. Un elemento importante para optimizar es la seguridad física y la creación de un manual de operación y en caso de emergencia para el laboratorio.

En el presente trabajo de titulación se ha establecido los requisitos para la obtención de las licencias personales e institucionales, se ha clasificado las zonas de trabajo de acuerdo al cálculo de dosis que recibe el personal, y atendiendo a la recomendación del OIEA de mantener un registro describiendo las características físicas, químicas y radiológicas para una fácil identificación, se realizó la caracterización de fuentes radiactivas. También se adjunta un formato para las guías de prácticas de laboratorio para el LTN.

ANTECEDENTES

Tras el descubrimiento de las radiaciones ionizantes se dio paso a varios campos de aplicación, pero también se evidenció los daños que podían causar a la salud. Razón por la cual se aplica la seguridad radiológica, empleando detectores de radiación junto con sistemas de registro de datos para cuantificar la exposición de quienes trabajan con material radiactivo. Además, existen organismos encargados de establecer normas para la protección radiológica, como la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP).

La ICRP en sus Recomendaciones para un Sistema de Protección Radiológica 26, 60 y 103, ha establecido límites de dosis que han sido actualizados de acuerdo con las nuevas aplicaciones. De un límite inicial de 50 mSv para trabajadores en la actualidad el límite de dosis de exposición ocupacional es de 20 mSv por año promediados sobre determinados períodos de 5 años y la exposición del público de 5 mSv fue reducido a 1 mSv por año. (ICRP, 2007, pp. 33-36)

En el Informe técnico de la reunión de expertos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), llevado a cabo del 27 al 29 de enero de 2014 en La Habana, se incluye el artículo de Florentín, Gómez y Leiva con el título “IMPLEMENTACIÓN DE SISTEMA DE MONITOREO PARA MEDIR NIVEL DE TASA DE DOSIS DE RADIACIÓN IONIZANTE EN ÁREA DE TRABAJO CON DETECTOR GM Y LABVIEW”, en este trabajo se emplea como sensor un tubo Geiger Müller y el detector se conecta a un ordenador para registrar los datos, con el propósito de prevenir exposiciones innecesarias.

Dentro de este campo de investigación, en Ecuador en el año 2014 se desarrolló el trabajo “DISEÑO E IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN GAMMA PARA EL MINISTERIO DE ELECTRICIDAD Y ENERGÍA RENOVABLE”, realizado por Wilson Pavón en la Universidad de las Fuerzas Armadas ESPE. Donde se diseñó un dispositivo capaz de detectar y monitorear radiación ionizante en tiempo real y almacenar datos, además el sistema contribuye al control de la exposición máxima anual.

Los trabajos citados se enfocan en la protección radiológica y representan el sustento teórico para la realización de este proyecto, en conjunto con el Reglamento formulado por la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares cuyo objetivo es “proteger contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes a la población del país, en general, y en particular a las personas que trabajan con dichas radiaciones”. (SCAN, 1979, p. 2)

Para aplicar el reglamento de la SCAN es necesario poseer detectores de radiación que nos provean de un registro de dosis al monitorear un área, pero en el Laboratorio de Técnicas Nucleares solo existen detectores que funcionan en base a las interacciones de una sola partícula los cuales se denominan contadores.

PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA

La falta de un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante en el Laboratorio de Técnicas Nucleares (LTN) de la Escuela Superior Politécnica de Chimborazo, representa un peligro para las personas expuestas por los riesgos que implica trabajar con fuentes radiactivas asimismo no se cuenta con dosímetros personales para monitorear al personal ocupacionalmente expuesto, ni se lleva un registro con el tiempo de permanencia de cada uno.

Si no se tiene la protección adecuada existen dos tipos de efectos que pueden presentarse, uno de ellos denominado “efectos deterministas”, los cuales solo son observables clínicamente en una persona si la dosis de radiación rebasa un determinado umbral, mientras que el segundo son los “efectos estocásticos” en el que se da la transformación no letal de las células y tras un período de latencia existe la posibilidad de producir cáncer si la célula es somática o presente efectos hereditarios si la célula es germinal. (OIEA, 2011, p. 1)

El laboratorio cuenta con fuentes de radiación ionizante aplicadas en el ámbito educativo, las cuales presentan riesgo si no se considera la protección radiológica adecuada, tanto para quienes las utilizan como para el personal que trabaja alrededor de estas. En el país no se fabrica instrumentación nuclear ni dispositivos predestinados a la protección contra radiaciones ionizantes, razón por la cual el laboratorio carece de detectores funcionales.

Considerando lo antes mencionado y los costos elevados que representa adquirir equipos e instrumentos científicos destinados para este fin, se ha impulsado el desarrollo de este proyecto como una alternativa conveniente y más accesible, debido al menor costo en la obtención de la electrónica del detector y por ser ensamblado nacionalmente. Siendo un instrumento económico, eficiente y versátil, que aporta a la protección radiológica de docentes y estudiantes que investigan.

JUSTIFICACIÓN

Se implementa un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante para el Laboratorio de Técnicas Nucleares, debido al daño a la salud que pueden ocasionar las fuentes radiactivas y según normas internacionales tanto del OIEA como del OMS se debe monitorear la tasa dosis a la que se encuentran expuestos los individuos que laboran en el Laboratorio para que no sobrepasen los límites permitidos.

Para establecer si el personal se encuentra dentro de estos límites es necesario contar con un sistema capaz de detectar el nivel de dosis recibida por las personas que laboran cerca de las fuentes, para reducir el tiempo de exposición lo máximo posible y evitar potenciales daños posteriores.

El proyecto es viable porque la adquisición de los componentes para el ensamblaje del detector no implica un costo elevado y al formar parte de un kit es de fácil construcción; reduciendo la complejidad en el sistema de detección. El detector de radiación cuenta con características como ser económico, eficiente y versátil, siendo un dispositivo que aporta para la protección radiológica de docentes y estudiantes que investigan, sin significar un gasto excesivo.

Si bien en la República del Ecuador se desarrolló un trabajo similar enfocado en protección radiológica para la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares, en la Provincia de Chimborazo no existe un proyecto dirigido a la seguridad del Trabajador Ocupacionalmente Expuesto (TOE).

OBJETIVOS

Objetivo General

- Diseñar, construir e implementar un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante para el Laboratorio de Técnicas Nucleares de la ESPOCH.

Objetivos Específicos

- Estudiar el estado del arte objeto de investigación.
- Diseñar y construir un sistema de detección y monitoreo de radiaciones ionizantes para el Laboratorio de Técnicas Nucleares
- Implementar el sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante.
- Elaborar medidas y recomendaciones de protección radiológica para el personal del Laboratorio.

CAPÍTULO I

1. MARCO TEÓRICO

1.1 Detección de la radiación ionizante

Como se conoce en la actualidad, los dispositivos para detectar radiaciones ionizantes existían desde épocas tempranas: la termoluminiscencia fue descrita por primera vez en el siglo XVII, el electroscopio de panes de oro se inventó en el siglo XVIII, y la fotografía nació a comienzo del siglo XIX. Sin embargo, pasarían muchos años para que las puertas en este campo se abrieran gracias a los trabajos realizados por Roentgen en 1895 y Becquerel en 1896.

Es así como Roentgen realiza la primera fotografía de la mano de su esposa con rayos X, el 22 de diciembre de 1895, además notó que el aire se volvía conductor cuando era atravesado por estos rayos, principio que se utilizó ulteriormente en varios detectores. Algún tiempo después, Becquerel observó propiedades semejantes a los rayos X con un mineral, el uranio, cuando reveló una placa fotográfica que se encontraba debajo de una bandeja de sales de uranio. (Flakus, 1995, pp. 31-36)

Como el organismo humano no puede detectar ciertas propiedades físicas de las radiaciones ionizantes por medio de los sentidos, se han desarrollado dispositivos para medir y analizar la radiación, algunos de estos detectores se mencionarán más adelante. Cada uno de estos es sensible a cierto tipo de radiación e intervalo de energía. (Alcaraz, 2016, p.2)

1.1.1 Tipos de detectores

Se puede dividir a los detectores dependiendo de la señal que ofrecen, si el resultado es la integración de todos los efectos de múltiples interacciones individuales se les denomina “integradores”, o bien “contadores” que funcionan en base a las interacciones de una sola partícula. Dentro de esta clasificación tenemos, desde el punto de vista eléctrico, detectores activos o pasivos que registran alguna propiedad de un campo de radiación ionizante.

- **Detectores Activos**

Aquellos dispositivos que necesitan un sistema electrónico de lectura en funcionamiento mientras es irradiado para obtener la señal. Entre estos tenemos la cámara de ionización de aire

- **Detectores Pasivos**

Se considera un detector pasivo a aquel que puede ser utilizado sin necesidad de registro electrónico durante el proceso de irradiación. Como la placa fotográfica. (Gómez, 2008, pp. 1-3)

Considerando el principio de funcionamiento del detector podemos observar la clasificación en la Tabla 1-1.

Tabla 1-1. Clasificación de acuerdo con los principios de funcionamiento del detector.

Detectores	Modelos
Detectores gaseosos	Cámaras de ionización Contadores proporcionales Tubos Geiger Müller (GM)
Detectores por centelleo	Sólido Líquido
Otros detectores	Detectores semi-conductores Detectores de película Detectores de termoluminiscencia (TLD)

Fuente: (OIEA, 2010, p. 68)

1.1.1.1 Detectores gaseosos

Se basan en la recolección directa de la ionización producida por una partícula al atravesar un gas encerrado entre dos electrodos sometidos a una diferencia de potencial. (Udías, 2016)

Están constituidos por un depósito conteniendo un gas, bajo un campo eléctrico producido por una diferencia de potencial aplicada entre dos electrodos. Cuando dicho dispositivo se exhibe a un campo de radiación, la interacción de las partículas ionizantes con el gas que llena el recinto hace que se generen pares de iones (uno de carga eléctrica positiva y el electrón). Estos, en

presencia del campo eléctrico, se aceleran en dirección a los electrodos polarizados eléctricamente con signo contrario. (Morales, 2013, pp. 5-7)

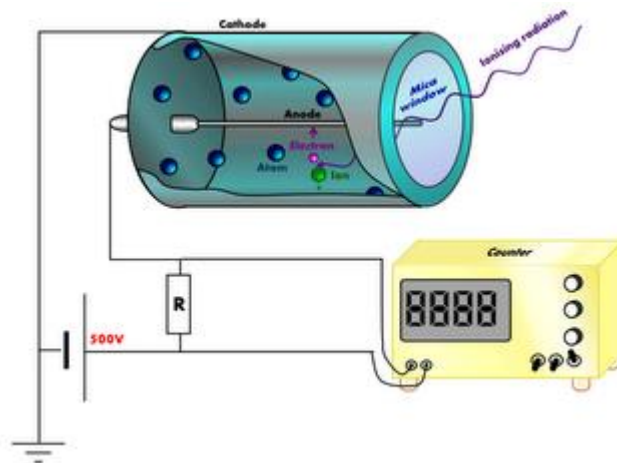


Figura 1-1. Estructura de una cámara de ionización

Fuente: (Morales, 2013, p. 9)

1.1.1.2 Detectores de centelleo

Estos detectores usan la propiedad de reemitir la excitación atómica o molecular en forma de luz. Cuando el fenómeno sucede de manera instantánea se le denomina “fluorescencia” y si sobrepasa un tiempo mayor a 10^{-8} s se le llama “fosforescencia”, parte de la energía de excitación es devuelta como vibración térmica y otra como radiación visible. Los cristales utilizados se les llama “fósforos” o haluros alcalinos. (Olaya et al, 2002, pp.61-70)

El cristal de centelleo es el que produce el destello, por lo que debe tener una alta eficiencia en absorber radiación ionizante y producir luminiscencia, además de ser transparente para transmitir la luz producida. Los detectores de centelleo tienen algunas ventajas sobre los de gas, la eficiencia de un detector de centelleo es muy superior a la de uno de gas, especialmente para rayos gamma. Además, el proceso de luminiscencia es muy rápido, disminuyendo el tiempo muerto. (Campbell et al, 1995, pp.)

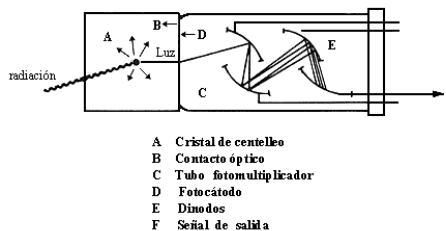


Figura 2-1. Componentes de un detector de centelleo.

Fuente: (Martínez, 2004)

1.1.1.3 TLD

Los materiales termoluminiscentes son sólidos aislantes o semiconductores en los que la radiación ionizante induce la creación de pares electrón-hueco que permanecen atrapados en defectos de la red cristalina hasta que el material expuesto es calentado posteriormente.

Los dosímetros TLD empleados en dosimetría personal combinan varios detectores de uno o varios materiales termoluminiscentes, de propiedades dosimétricas complementarias, alojados bajo filtros de materiales de espesor y composición adecuados, de forma que se aporte información adicional sobre el campo de radiación para una más correcta evaluación de la dosis equivalente personal. (CSN, 2009, pp.9-11)



Figura 3-1. Detector termoluminiscente con cristales de sulfato de calcio

Fuente: (Dino, 2008)

1.1.2 *Propiedades características de un detector*

Los sistemas de detección de radiación ionizante presentan características generales para su correcto desempeño y funcionamiento, las que se detallan a continuación.

1.1.2.1 *Sensibilidad*

Es la capacidad de producir una señal utilizable para un dado tipo de radiación y energía. Depende de diversos factores, entre los que podemos mencionar la sección eficaz para reacciones de ionización en el material detector, la masa del detector y el ruido intrínseco del mismo.

La sección eficaz y la masa del material detector determinan la probabilidad de que la radiación incidente transfiera toda o parte de su energía al material en forma de ionizaciones. Para el caso de partículas neutras, como la radiación γ , las secciones eficaces de interacción son pequeñas, por lo cual la densidad y el volumen del detector son un factor sumamente importante para

obtener una buena tasa de interacción, ya que, de lo contrario, el detector se vuelve transparente a la radiación incidente. (Errico, 2014, pp. 189-208)

1.1.2.2 Tiempo de respuesta

Este es el tiempo que los detectores toman para formar la señal después de la llegada de la radiación. Este es crucial para las propiedades de temporización del detector. Para un buen tiempo, es necesario que la señal se forme rápidamente en un pulso agudo con un flanco ascendente lo más próximo posible a la vertical. De esta manera un momento más preciso en el tiempo está marcado por la señal.

La duración de la señal es también importante. Durante este período, un segundo evento no puede ser aceptado porque el detector es insensible o porque la segunda señal se acumulará en la primera. Esto contribuye al tiempo muerto del detector y limita la velocidad de contaje a la que se puede accionar. (Leo, 1987, p. 112)

1.1.2.3 Tiempos característicos

Después del paso de la primera partícula el contador es completamente insensible para otras partículas durante cierto tiempo, a este se le denomina tiempo muerto τ_D y es el tiempo necesario después de un impulso de máxima amplitud hasta otro de amplitud detectable, para tiempos $t > \tau_D$ una señal puede nuevamente ser registrada, aunque no en amplitud completa. (Gruppen et al, 2008, p. 62-63)

Mientras que el tiempo requerido para que el contador pueda entregar otro impulso de amplitud máxima se denomina tiempo de recuperación τ_R . En los contadores Geiger-Müller, los tiempos muertos y de recuperación son del orden de los 100 a 200 microsegundos. (Instituto Balseiro, 2015, pp. 5-6)

1.1.2.4 Resolución en energía

Tratándose de un detector ideal el espectro de energía de la respuesta a un haz de radiación monoenergético sería una línea vertical o un punto en el espectro de energía, conteniendo todos los sucesos. En la práctica, esta línea se va ensanchando y la forma que adopta depende de la naturaleza de la radiación y del tipo de detector, como de otros factores.

Cuanto mejor sea la resolución de un sistema, más capaz será este de discriminar entre sucesos de energías cercanas. Por consideraciones estadísticas se puede decir que un detector tendrá mejor resolución cuanto mayor sea el número de sucesos individuales. (Florensa, 2002, pp. 37-38)

1.1.2.5 Eficiencia

La eficiencia es una característica importante que varía dependiendo de cada detector, siendo la probabilidad de que una partícula que pasa a través del detector también sea vista por este. La eficiencia depende de la naturaleza de la radiación que se mide, del tipo de detector que se utiliza y de la disposición geométrica del sistema fuente-detector. (CSN, 2013, pp. 9-10)

$$\varepsilon = \frac{n^{\circ} \text{ de sucesos registrados}}{n^{\circ} \text{ de sucesos originados en la fuente radiactiva}} \quad (1)$$

La eficiencia y la resolución están fuertemente relacionadas, por tanto, no se puede tener simultáneamente una medida alta de ambas características de dos partículas.

1.2 Electrónica de un detector

En la figura 4-1 se muestra los componentes básicos de un sistema de detección. El sensor convierte la energía depositada por una partícula cargada (o fotón) en una señal eléctrica. En la detección directa la energía se deposita en un absorvedor y se convierte en pares de carga, cuyo número es proporcional a la energía absorbida. La magnitud de la señal del sensor está sujeta a fluctuaciones estadísticas, y el ruido electrónico 'mancha' la señal. El sensor y el preamplificador deben diseñarse cuidadosamente para minimizar el ruido electrónico.

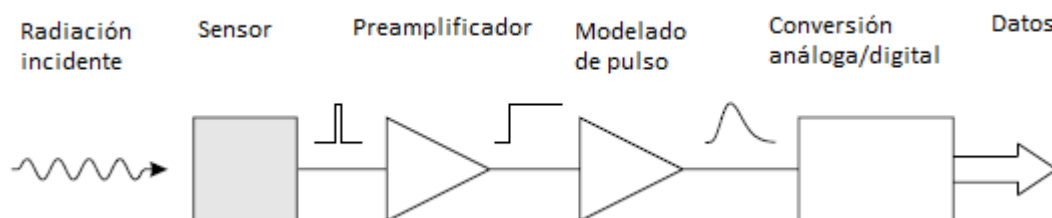


Figura 4-1. Componentes y funciones básicas de un sistema de detección de radiación ionizante

Fuente: (Grupe et al, 2008, p. 391)

Un parámetro crítico es la capacitancia del sensor y la capacitancia de entrada del amplificador. La relación señal-ruido aumenta con la disminución de la capacitancia. La contribución del ruido electrónico también se basa de manera crítica en la etapa siguiente, el formador de impulsos, que determina el ancho de banda del sistema y, por lo tanto, la contribución total del ruido electrónico. El formador también limita la duración del impulso, que establece la velocidad de señal máxima que se puede acomodar.

El formador alimenta un convertidor analógico-digital (CAD), que convierte la magnitud de la señal analógica en un patrón de bits adecuado para el posterior almacenamiento y procesamiento digital. (Gruppen et al, 2008, pp. 390-395)

1.2.1 Sensores

1.2.1.1 Geiger Müller

Un contador Geiger Müller es un contador de gas que funciona en la región IV de la Fig. 6-1. El contador GM es generalmente de forma cilíndrica, como la mayoría de los contadores proporcionales, su estructura consiste en dos electrodos el externo es el cilindro mientras que el interno un alambre delgado, y entre ellos se encuentra un gas inerte a baja presión. Los gases nobles son usados como componente principal de llenado en el GM, siendo el helio (He) y el argón (Ar) los más populares. (Tsoufanidis, 1995, pp.199-201)

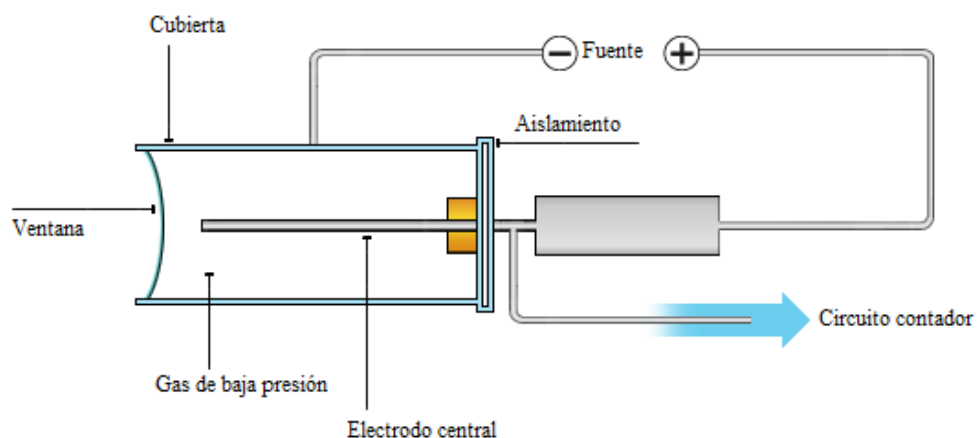


Figura 5-1. Elementos de un detector Geiger Müller

Fuente: (BBC, 2014)

El gas contenido en el tubo GM se ioniza creando pares ion-electrón, estos electrones alcanzan la energía suficiente para volver a ionizar otros átomos generando una avalancha que dan lugar a un pulso o señal eléctrica. Todos los pulsos son de la misma amplitud independientemente del número de pares de iones que iniciaron el proceso. (Knoll, 1979, pp. 201-202)

La avalancha, que originalmente estaba situada cerca del alambre, se propaga rápidamente en la mayor parte del volumen del contador. Durante todo este tiempo, los electrones se recogen continuamente por el hilo del ánodo, mientras que los iones positivos que se mueven mucho más lentos están todavía en el contador y forman una envoltura positiva alrededor del ánodo.

Cuando los electrones han sido recogidos, esta envoltura positiva, actúa como una pantalla electrostática, reduciendo el campo a tal punto que la descarga debe detenerse. Sin embargo, este no es el caso porque los iones positivos expulsan los electrones cuando finalmente tocan el cátodo, y ya que en ese momento el campo ha sido restaurado a su valor original, comienza una nueva avalancha y se repite el proceso que acabamos de describir.

Son necesarios algunos medios para detener la descarga permanentemente. Sin enfriamiento, un tubo GM sufriría descarga repetitiva. Hay dos métodos generales para apagar la descarga, el enfriamiento externo y el auto enfriamiento.

En el primero, la tensión de funcionamiento del contador disminuye, después del inicio de la descarga hasta que los iones llegan al cátodo. La disminución se consigue mediante un circuito RC. La resistencia R es tan alta que la caída de tensión a través de ella reduce el voltaje del contador por debajo del umbral necesario para que la descarga comience. La capacitancia entre el ánodo y la tierra C, es mucho más larga que el tiempo necesario para la recolección de los iones. Como resultado, su tiempo muerto es demasiado largo.

El método de auto-enfriamiento se lleva a cabo mediante la adición de una pequeña cantidad de un gas orgánico poliatómico o un gas halógeno al gas principal del contador. Las moléculas del gas halógeno, cuando están ionizadas pierden su energía por disociación. Por lo tanto, el número de fotoelectrones, que se extendería y continuaría la avalancha, se reduce considerablemente. Pero existe un cierto grado de regeneración de las moléculas, lo que prolonga en gran medida la vida útil del sensor. (Tsoulfanidis, 1995, pp.199-201)

- Tiempo Muerto

La acumulación de carga positiva en el espacio iónico que termina la descarga Geiger también asegura que debe pasar una cantidad considerable de tiempo antes de que se pueda generar una segunda descarga Geiger en el tubo, a medida que los iones positivos se desplazan radialmente hacia fuera, la carga espacial se hace más difusa y el campo eléctrico en la región multiplicadora empieza a volver a su valor original.

Después de que los iones positivos hayan recorrido algo de la distancia, el campo se habrá recuperado lo suficiente como para permitir otra descarga Geiger. Sin embargo, si el campo no ha sido totalmente restaurado, la descarga será menos intensa que el original porque se requerirán menos iones positivos para cerrar la descarga reduciendo de nuevo el campo eléctrico por debajo del punto crítico. (Knoll, 1979, pp. 207-208)

- Curva Plateau

En la Figura 6-1 se observa las regiones de operación de un detector gaseoso. En la región I el voltaje es tan bajo que la velocidad que adquieren los iones y electrones es pequeña. En la región II o región de ionización, el número de iones colectados no cambia si se aumenta el voltaje, no hay recombinación ni ionización secundaria. En la región III o proporcional, si se aumenta el voltaje se incrementa la carga colectada y los iones primarios crean nuevos pares de iones. La región de proporcionalidad limitada o región IV es poco útil en la práctica por su inestabilidad.

Si avanzamos aumentando el voltaje tenemos la región V, donde la ionización secundaria y la multiplicación son tan intensas que se logra una verdadera avalancha de cargas en cada pulso. En esta región, el campo eléctrico dentro del contador es tan fuerte que un único par de iones generados en la cámara es suficiente para iniciar una avalancha. Esta avalancha producirá una señal fuerte con forma y altura independiente de la ionización primaria y del tipo de partícula. Esta región, conocida como plateau es donde opera el contador Geiger-Müller. (Tsoulfanidis, 1995, pp.179-180)

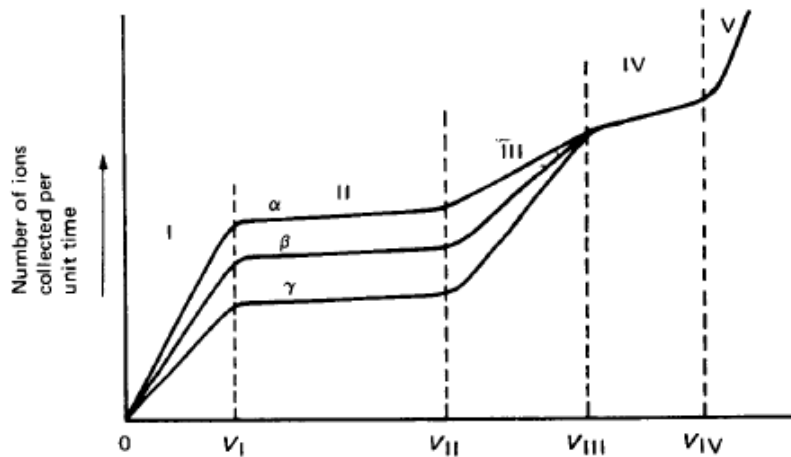


Figura 6-1. Relación entre la carga recolectada y la tensión aplicada para tres tipos de partículas.

Fuente: (Tsoulfanidis, 1995, p.181)

1.2.1.2 Centelladores

La función de un centellador es convertir la excitación de la red cristalina, causada por la pérdida de energía de una partícula, en luz visible. Las características principales de este sensor son la eficiencia de centelleo que es la relación de la energía de los fotones emitidos a la energía total absorbida, la salida de luz el número de fotones por 1MeV de energía absorbida, el espectro de emisión y el tiempo de desintegración de la luz de centelleo.

De todos los tipos de sensores los centelladores son quizás los más utilizados para la detección de la radiación. Los materiales de centelleo pueden ser cristales inorgánicos, compuestos orgánicos, líquidos y gases. El mecanismo de centelleo en estos materiales es fundamentalmente diferente. (Grupe et al, 2008, pp. 122-130)

1.2.1.3 Semiconductores

La red cristalina periódica de los materiales establece bandas de energía permitidas para los electrones que existen dentro de ese sólido. La energía de cualquier electrón dentro del material puro debe limitarse a una de estas bandas de energía, que pueden estar separadas por intervalos o rangos de energías prohibidas. Estas son la banda de valencia y de conducción, separadas por la banda gap, cuyo tamaño determina si el material es un semiconductor o un aislante.

La banda de valencia corresponde a aquellos electrones de la capa externa que están unidos a sitios de retículo específicos dentro del cristal. En el caso del silicio o germanio, son partes de la

unión covalente que constituyen las fuerzas interatómicas dentro del cristal. La banda de conducción representa los electrones que están libres para migrar a través del cristal, los electrones en esta banda contribuyen a la conductividad eléctrica del material. (Knoll, 1979, pp. 353-400)

1.2.2 Preamplificador

El objetivo principal del preamplificador es proporcionar un acoplamiento optimizado entre la salida del detector y el resto del sistema de recuento. Un objetivo secundario es minimizar cualquier fuente de ruido que pueda cambiar la señal, la cual será transmitida junto con el pulso y, por lo tanto, puede degradar la resolución de energía del sistema.

La señal que sale del detector es muy débil, en el rango de milivoltios (mV). Antes de que pueda ser grabado, tendrá que ser amplificado por un factor de mil o más. Para conseguir esto, la señal tendrá que ser transmitida a través de un cable al siguiente instrumento del sistema de conteo, que es el amplificador.

La transmisión de cualquier señal a través de un cable la atenúa en cierta medida. Si es débil a la salida del detector, podría perderse en el ruido electrónico que acompaña a la transmisión. El preamplificador modela la señal y reduce su atenuación haciendo coincidir la impedancia del detector con la del amplificador. Después de pasar por el preamplificador, la señal puede transmitirse con seguridad al amplificador, que puede estar situado a una distancia considerable.

Aunque algunos preamplificadores amplifican ligeramente la señal, su función principal es proporcionar una coincidencia electrónica entre la salida del detector y la entrada del amplificador. (Tsoulfanidis, 1995, pp.339-342)

1.2.3 Modelador de pulso

El pulso producido en la salida de un detector de radiación tiene que ser modificado o conformado para un mejor funcionamiento del sistema de conteo. Hay dos razones que requieren la conformación de pulso:

- 1) Para evitar la superposición. Cada impulso debe durar un período de tiempo tan corto como sea posible, y entonces su efecto debe ser suprimido para que el sistema esté listo para el siguiente impulso. Sin la conformación de impulsos, la señal del detector dura tanto que los

impulsos se superponen. Si sólo se cuenta el número de partículas, la superposición de impulsos conduce a la pérdida de recuentos (pérdida de tiempo muerto).

2) Mejorar la relación señal-ruido. El ruido creado en el detector y las etapas de amplificación tempranas acompañan a la señal del detector. La formación apropiada de impulsos puede mejorar la señal y al mismo tiempo reducir el ruido. Por lo tanto, la relación señal-ruido mejorará, lo que, a su vez, conduce a una mejor resolución de energía.

Para la manipulación especial del pulso. El impulso detector puede, en ciertas aplicaciones, necesitar una conformación de pulso especial para satisfacer las necesidades de ciertas unidades del sistema de recuento. Como ejemplo, la señal a la salida del amplificador necesita ser estirada antes de ser grabada en la memoria de un analizador multicanal. (Tsoulfanidis, 1995, pp. 337-339)

1.2.4 Conversión análoga-digital

Un convertidor analógico-digital es un circuito electrónico integrado que se encarga de convertir una señal continua, como el voltaje, en su palabra digital correspondiente, es decir en los valores discretos del voltaje. La señal analógica varía continuamente mientras que la digital lo hace a saltos y solo cada cierto tiempo. (Ortiz, 2004, pp. 71-75) (Castro, 2015, p. 16)

1.3 Protección Radiológica

El objetivo principal del sistema de protección radiológica es proteger la salud humana y el medio ambiente de las radiaciones ionizantes. También gestionar y controlar las exposiciones a la radiación ionizante para prevenir los efectos deterministas y reducir los riesgos de los efectos estocásticos hasta donde sea razonablemente alcanzable.

Dicha protección no debe restringir los procedimientos que resulten beneficiosos del manejo de estas radiaciones, en consecuencia, se aplica los principios establecidos por la Comisión para proveer un adecuado nivel de protección para el hombre como también limitar la dosis a la que se expone. (ICRP, 2007, p. 39)

1.3.1 Magnitudes y unidades empleadas en protección radiológica

Para la evaluación de la dosis efectiva se usa como magnitud física básica en la protección radiológica la dosis absorbida, D_T , promediada sobre un órgano o tejido definido. Para

considerar el tipo de radiación y las diferencias en la densidad de ionización, se ha introducido otra cantidad, la dosis equivalente, H_T . (UNSCEAR, 2000, p. 8)

La suma de los valores de dosis equivalente a los órganos y tejidos ponderados nos permite obtener la dosis efectiva, y nos indica que la probabilidad de aparición de efectos estocásticos depende del órgano o tejido irradiado.

1.3.1.1 Actividad

La actividad de una sustancia radiactiva es el número de núcleos atómicos que se desintegran por unidad de tiempo. Dado que la actividad es proporcional al número de núcleos radiactivos, esta tiene el mismo comportamiento en el tiempo y cambia a la misma velocidad que el número de núcleos. Por lo tanto, la actividad está dada por

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

Donde A_0 es la actividad inicial de la muestra, λ es la constante de desintegración que disminuye en el tiempo de forma exponencial. La unidad de actividad del SI es el becquerel, y equivale a una desintegración nuclear por segundo. (Parks, 2001, pp. 1-4)

1.3.1.2 Dosis absorbida

La dosis absorbida es la cantidad más importante en términos de física radiológica, se deriva del valor medio de la magnitud estocástica de energía impartida. Y se la define como el cociente entre $d\bar{\epsilon}$ y dm donde $d\bar{\epsilon}$ es la energía media impartida por la radiación ionizante a la masa dm .

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (3)$$

Así, la dosis absorbida es el valor de expectación de la energía impartida a la materia por unidad de masa en un punto.

La unidad en el Sistema Internacional es el Gray (Gy) que equivale a un $J\ kg^{-1}$. Siendo la unidad antigua el rad, en donde $1Gy = 100\ rad$. (ICRP, 2007, p. 56)

1.3.1.3 Dosis equivalente

Considerando la energía y el tipo de la radiación incidente sobre el cuerpo humano y los tejidos u órganos irradiados, tenemos la dosis equivalente en un órgano o tejido, H_T , definida por

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (4)$$

Dónde w_R es el factor de ponderación de la radiación para la radiación R. $D_{T,R}$ la dosis absorbida promedio sobre un órgano o tejido (T) debida a la radiación (R). Se realiza la suma para las radiaciones de distinto tipo que componen el campo de radiación.

La unidad de dosis equivalente es el $J\ kg^{-1}$ y tiene como nombre especial el sievert (Sv). la unidad anterior era el rem y su equivalencia con la actual en el SI es $1Sv = 100\ rem$. (ICRP, 2007, pp. 57-60)

Tipo de radiación	Factor de ponderación de la radiación w_R
Fotones	1
Electrones ^a y muones	1
Protones y piones cargados	2
Partículas alfa ,Fragmentos de fisión, lones pesados	20
Neutrones	Una función continua de la energía del neutrón (ver Figura 1 y Ecuación. 4,3)

Figura 7-1. Factores de ponderación de la radiación.

Fuente: (ICRP, 2007, p. 58)

El factor de ponderación de la radiación nos permite considerar el riesgo relativo de los diferentes tipos de radiación para la salud, entre mayor sea el factor mayor es el riesgo.

1.3.1.4 Dosis efectiva

Se define como la suma ponderada de las dosis equivalentes en tejido, multiplicada cada una por el factor de ponderación para el tejido correspondiente (ICRP, 2007, p. 61)

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (5)$$

La suma se realiza sobre todos los órganos y tejidos del cuerpo humano considerados sensibles a la inducción de efectos estocásticos.

El factor utilizado para ponderar la dosis equivalente en un tejido u órgano se denomina factor de ponderación del tejido, W_T y representa la contribución relativa de ese órgano o tejido al detrimento total resultante de la irradiación uniforme en todo el cuerpo. (Garavito, 2002, pp.25-32)

Tejido	w_T	Σw_T
Medula ósea, colon, pulmón, estómago, mama, resto de los tejidos *	0,12	0,72
Gónadas	0,08	0,08
Vejiga, esófago, hígado, tiroides	0,04	0,16
Superficie del hueso, cerebro, glándulas salivales, piel	0,01	0,04
	Total	1,00

Figura 8-1. Factores de ponderación para los tejidos

Fuente: (ICRP, 2007, p. 58)

La dosis efectiva también expresada en Sv se ha definido para tener en cuenta el hecho de que la probabilidad de efectos estocásticos para una dosis equivalente dada varía con el órgano o tejido irradiado.

1.3.2 *Magnitudes operacionales*

La dosis equivalente y la dosis efectiva en la práctica no son cantidades medibles, por ello se emplean las magnitudes operacionales con el fin de proveer una estimación del valor de las magnitudes de la protección relacionadas a una exposición externa.

Con la utilización de un maniquí que simula el cuerpo humano, denominado esfera ICRU, esta esfera de 30 cm de diámetro emula el tejido blando del cuerpo humano con una densidad de 1g/cm^3 y composición en masa de 76,2% O, 11,1% C, 10,1% H y 2,6% N. Nos provee de una aproximación de la interacción de la radiación con el organismo. (ICRP, 2007, p. 63)

1.3.2.1 *Equivalente de dosis ambiental*

El equivalente de dosis ambiental, $H^*(10)$, en un punto de un campo de radiación, es el equivalente de dosis que se produciría por el correspondiente campo alineado y expandido en la esfera ICRU a una profundidad de 10 mm para radiación fuertemente penetrante y sobre el radio opuesto a la dirección del campo alineado. (ICRP, 2007, p. 63)

Para radiación débilmente penetrante se considera 0,07 mm para la piel denotado como $H^*(0,07)$ y 3 mm para el cristalino $H^*(3)$. La determinación de la dosis equivalente ambiental se

realiza en zonas accesibles para el público, dentro de la vigilancia radiológica de instalaciones de alto impacto. (CSN, 2009, p.7)

1.3.2.2 Equivalente de dosis personal

La magnitud operacional para la vigilancia individual es el equivalente de dosis personal, $H_p(10)$, es el equivalente de dosis en tejido a una profundidad d , y por debajo de un punto especificado del cuerpo humano. Como la vigilancia se realiza por medio de dosímetros personales el punto especificado depende de la ubicación del dosímetro.

Los valores recomendados para la dosis efectiva es profundidad de 10 mm, y para la dosis equivalente en la piel, manos y pies de 0,07 mm. (CSN, 2009, p.7)

1.3.3 Principios de Protección Radiológica

La ICRP formuló tres principios para el sistema de protección radiológica que es aplicable para cualquier tipo de exposición. (ICRP, 2007, p.77)

1.3.3.1 Principio de justificación

“Cualquier decisión que altere la situación de exposición a radiación debería producir más beneficio que daño”. (ICRP, 2007, pp.78-79)

La aplicación de este principio implica que para cada práctica en la que se utilice radiaciones ionizantes se debe considerar las ventajas y desventajas que en esta incurren, para asegurarse que se obtendrá un beneficio mayor que el detrimento radiológico, además de reexaminar si se debe continuar o no con ciertas actividades.

1.3.3.2 Principio de optimización de la protección

La probabilidad de recibir exposiciones, el número de personas expuestas, y la magnitud de las dosis individuales deberían mantenerse tan bajas como sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores económicos y sociales. (ICRP, 2007, pp.79-81)

Cuando una situación se ha considerado justificada se puede optimizar la protección, ya sea una exposición planificada, de emergencia y existente. El fin es mantener tan bajo como sea posible el número de personas expuestas y las dosis individuales considerando elementos económicos y

sociales. La Comisión introdujo un concepto para este principio, ALARA (“As Low As Reasonably Achievable”).

1.3.3.3 Principio de aplicación de límites de dosis

En situaciones de exposición planificada para fuentes reguladas, que no consistan en exposiciones médicas de pacientes, la dosis total de cualquier individuo no debería exceder los límites pertinentes recomendados por la Comisión. (ICRP, 2007, pp.81-83)

En este principio se maneja dos terminologías, la restricción de dosis y los niveles de referencia, el contraste se presenta en que la restricción de dosis existe en las situaciones planificadas ya que se establece con anterioridad el máximo de dosis a la que un individuo puede exponerse. Para los niveles de referencia se tienen situaciones de emergencia o existentes, el valor de referencia representa el nivel de dosis o de riesgo por encima del cual se considera inadecuado aceptar que se produzcan exposiciones.

1.3.4 Clasificación del Personal

Para el control radiológico de las personas que trabajan en instalaciones con radiaciones ionizantes, se las ha clasificado de acuerdo con las condiciones de su trabajo, en trabajadores expuestos y miembros del público.

1.3.4.1 Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos

Se considera un trabajador ocupacionalmente expuesto a toda persona empleada a tiempo completo, medio tiempo o provisionalmente y que desempeñe funciones en instalaciones con fuentes radiactivas, u opere equipos generadores de radiaciones ionizantes.

Considerando lo mencionado anteriormente, los trabajadores expuestos se dividen en dos categorías:

- **Categoría A**

Pertenecen a esta categoría los que puedan recibir una dosis efectiva superior a 6 mSv por año oficial, o una dosis equivalente superior a 3/10 de los límites de dosis equivalente para el cristalino, la piel y las extremidades.

La condición de trabajador expuesto de categoría A exige obligatoriamente:

- Superar el reconocimiento médico inicial y los reconocimientos periódicos.

- Haber recibido formación en protección radiológica.
- Utilizar obligatoriamente dosímetro individual que mida la dosis externa, representativa de la totalidad del organismo siempre que realicen trabajos que supongan riesgos de exposición externa.
- Utilizar dosímetros adecuados en las partes potencialmente más afectadas, en el caso de riesgo de exposición parcial o no homogénea del organismo. (Casal, 2011, p. 12)

- **Categoría B**

Pertenecen a esta categoría aquellos que es muy improbable que reciban dosis efectivas superiores a 6 mSv por año oficial, o a 3/10 de los límites de dosis equivalente para el cristalino, la piel y las extremidades.

La condición de trabajador expuesto de categoría B exige obligatoriamente:

- Superar el reconocimiento médico establecido.
- Haber recibido formación en protección radiológica.
- Estar sometido a un sistema de vigilancia dosimétrica que garantice que las dosis recibidas son compatibles con su clasificación en categoría B. (Casal, 2011, p. 13)

1.3.4.2 Miembros del Público

Se establece como miembro del público a todo individuo cuya exposición no sea ocupacional ni médica. Se consideran miembros del público:

- Los trabajadores no expuestos.
- Los trabajadores expuestos, fuera de su horario de trabajo.
- Cualquier otro individuo de la población. (Casal, 2011, p. 13)

1.3.5 Límites de dosis

Los límites de dosis son cantidades que no deben ser superadas y son aplicables a las dosis recibidas durante un período determinado por exposición externa. Se emplea solo en exposiciones planificadas, excepto las debidas a procedimientos médicos y la radiación natural.

1.3.5.1 Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos

Para los Trabajadores Ocupacionalmente Expuestos (TOE) mayores de 18 años la Publicación N° 103 de la ICRP recomienda como límite una dosis efectiva de 20 mSv por año promediados en 5 años consecutivos, es decir que el límite es de 100 mSv en 5 años, siempre que no se rebase en ningún año los 50 mSv. Para el cristalino del ojo una dosis equivalente de 150 mSv en un año, y para efectos determinísticos sigue siendo de 500 mSv para piel, así como para pies y manos. (ICRP, 2007, pp. 86-88)

Tipo de límite	Ocupacional	Público
Dosis efectiva	20 mSv por año promediada en periodos definidos de 5 años ^a	1 mSv en un año ^f
Dosis equivalente anual en:		
Cristalino ^b	150 mSv	15 mSv
Piel ^{c,d}	500 mSv	50 mSv
Manos y pies	500 mSv	---

Figura 9-1. Límites de dosis recomendados en situaciones de exposición planificadas

Fuente: (ICRP, 2007, p. 86)

Para la exposición ocupacional de aprendices, comprendidos entre 16 a 18 años, que se capacitan para laborar con radiaciones ionizantes, y para la exposición de estudiantes dentro del mismo rango de edad que utilizan fuentes durante sus estudios, el límite de dosis efectiva es de 6 mSv en un año, la dosis equivalente para el cristalino de 20 mSv/año y en las extremidades o en la piel de 150 mSv/año. (OIEA, 2011, p. 93)

1.3.5.2 Miembros del Público

En el caso de exposición del público a situaciones planificadas la Comisión continúa recomendando que el límite debiera expresarse como una dosis efectiva de 1 mSv por año. Si existiesen circunstancias especiales se permitiría recibir una dosis efectiva superior en un solo año, siempre y cuando el promedio en 5 años no sobrepase 1 mSv por año.

El límite de dosis equivalente para el cristalino es de 15 mSv por año y para la piel es de 50 mSv por año oficial. Dicho límite se aplica a la dosis promediada sobre cualquier superficie cutánea de un centímetro cuadrado, con independencia de la superficie expuesta. (Casal, 2011, p. 14)

El período para calcular la dosis comprometida será normalmente de 50 años para las incorporaciones en adultos y hasta la edad de 70 años para las incorporaciones en niños. Considerando la dosis comprometida como la dosis de por vida que cabe prever como resultado de una incorporación. (OIEA, 2011, p. 93)

1.3.6 Clasificación de Zonas

Los titulares que cuenten con licencia son los encargados de designar las zonas controladas y zonas vigiladas, de acuerdo con las reglas locales y a la evaluación de las dosis anuales previstas. Por tal motivo se identificarán y delimitarán los lugares de trabajo en los que exista la posibilidad de recibir dosis superiores a los límites de dosis establecidos para los miembros del público, y se establecerán las medidas de Protección Radiológica aplicables. (OIEA, 2011, p. 39) (Casal, 2011, p. 14)

1.3.6.1 Zona controlada

Aquella en la que existe probabilidad de recibir dosis efectivas superiores a 6 mSv o dosis equivalentes superiores a los 3/10 de los límites de dosis equivalente para el cristalino, piel y extremidades. En esta zona será necesario establecer procedimientos de trabajo con objeto de reducir la exposición a la radiación ionizante. (Casal, 2011, p. 15)

En esta zona se requiere o pudieran requerirse medidas de protección y seguridad específicas para:

- a) Controlar las exposiciones o impedir la dispersión de la contaminación en condiciones de funcionamiento normal;
- b) Prevenir o limitar la probabilidad y la magnitud de las exposiciones en casos de incidentes operacionales previstos y en condiciones de accidente. (OIEA, 2011, p. 39)

Para la delimitación se deberá utilizar medios físicos cuando sea posible, así como también la señalización implementando el símbolo dispuesto por la Organización Internacional de Normalización (ISO). El titular es encargado de capacitar y proveer equipo de protección al personal que ingrese en esta zona para monitorización radiológica. (OIEA, 2011, p. 39)

1.3.6.2 Zona vigilada

Es aquella en la que existe probabilidad de recibir dosis superiores a los límites de dosis para los miembros del público, siendo muy improbable recibir dosis efectivas superiores a 6 mSv o dosis

equivalentes superiores a los 3/10 de los límites de dosis equivalentes para el cristalino, piel y extremidades. Normalmente no es necesario las medidas de protección y seguridad específicas. (Casal, 2011, p. 14)

Teniendo en cuenta la naturaleza, probabilidad y magnitud de las exposiciones o la contaminación en las zonas vigiladas el titular:

- a) Delimitará las zonas supervisadas por medios apropiados;
- b) Colocará señales aprobadas, según proceda, en los puntos de acceso a las zonas vigilada;
- c) Examinará periódicamente las condiciones para determinar toda necesidad de nuevas medidas de protección y seguridad, o de modificación de los límites de las zonas supervisadas. (OIEA, 2011, p. 40)

1.3.7 Vigilancia y Control de la Radiación

Existen tres factores básicos que nos permiten controlar la exposición a las radiaciones ionizantes y cumplir con los objetivos de la Protección Radiológica, estos son el tiempo, la distancia y el blindaje.

1.3.7.1 Tiempo

La relación entre el tiempo de permanencia y la exposición es directamente proporcional, mientras mayor tiempo se permanezca en un campo de radiación mayor será la dosis recibida por exposición.

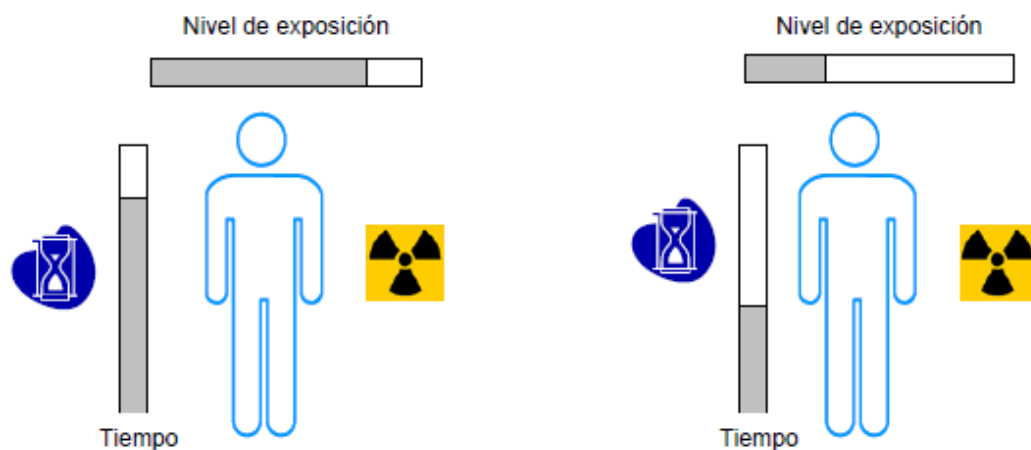


Figura 10-1. Tiempo como factor de protección radiológica

Fuente: (CENAPRED, 2014, p. 9)

Las tasas de dosis equivalentes que se reciben normalmente en una instalación radiactiva varían entre 1 y 10 mSv/h, de esta forma dependiendo del tipo de tarea que se realice se debe evaluar el tiempo de permanencia para no sobrepasar los límites permitidos. (Chica, 2002, pp. 52-58)

1.3.7.2 Distancia

En este caso se sigue la ley del cuadrado inverso, es decir que la rapidez de exposición en un punto varía inversamente con el cuadrado de la distancia a la fuente.

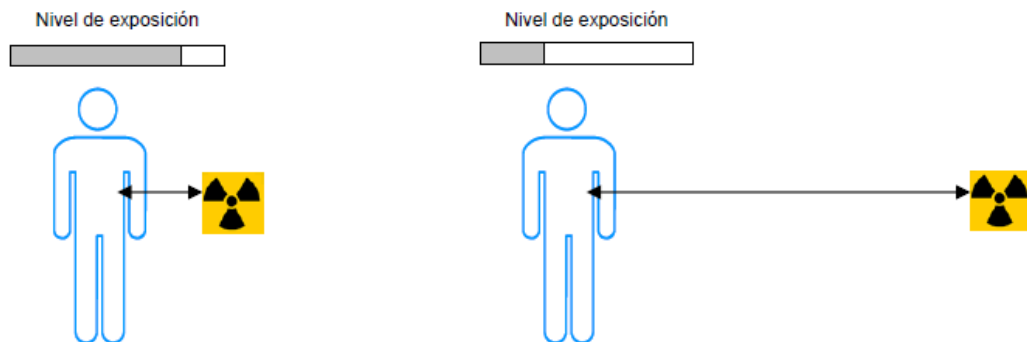


Figura 11-1. Distancia como factor de protección radiológica

Fuente: (CENAPRED, 2014, p. 9)

Se debe considerar también el alcance y el poder de penetración de la radiación, en el caso de partículas alfa el alcance es corto por lo que con unos pocos centímetros de separación de la fuente esta emisión puede ser frenada. Al hablar de partículas beta, por tener mayor alcance que las anteriores pueden recorrer una distancia mayor.

La radiación gamma tiene un poder de penetración notablemente mayor que el de partículas alfa y beta por lo tanto su recorrido libre medio en el aire es mucho mayor. Para calcular la tasa de exposición que produce una fuente gamma puntual tenemos la ecuación

$$\dot{D} = \Gamma * \frac{A}{d^2} \quad (6)$$

Donde \dot{D} corresponde a la tasa de exposición dada en mSv/h, la constante específica gamma Γ , A la actividad de la fuente en Bq o en Ci y d la distancia fuente-punto de interés en m. (Chica, 2002, pp. 52-58)

1.3.7.3 Blindaje

Cuando no es suficiente con la distancia y el tiempo, se recurre al tercer componente que es el blindaje para reducir la tasa de dosis, interponiendo una barrera física entre la fuente y el trabajador. La cual depende del tipo de radiación que se utilice para establecer el material y el espesor adecuado.

Existen dos barreras a considerar, la barrera primaria que es usada para reducir el haz directo de radiación por debajo del valor predeterminado, y la barrera secundaria para reducir la exposición de la radiación de fuga más la dispersa.

Para calcular el blindaje en las instalaciones se debe seguir la metodología establecida por el OIEA, detallada a continuación. (OIEA, 2008, p. 4)

1. Establecimiento del valor de Dosis (P) requerido en función del área a proteger.
2. Estimación de la Dosis (D) en el punto a proteger asumiendo que no existe Blindaje.
3. Obtención del Factor de Transmisión necesario para reducir el valor de D hasta el valor de P. El factor de transmisión se calcula como:

$$B = \frac{P}{D} \quad (7)$$

4. Asumiendo una atenuación logarítmica se calcula el número de capas décimo-reductoras como:

$$n = \log\left(\frac{1}{B}\right) \quad (8)$$

5. Cálculo del espesor de blindaje asumiendo una atenuación logarítmica.

$$S = n * TVL \quad (9)$$

TVL es el espesor de la capa décimo-reductora.

Tabla 2-1. Características de materiales utilizados para blindaje

Material	Densidad (g/cm³)	Número atómico	Costo relativo
Hormigón	2.3	11	1
Hormigón pesado	Aprox. 4	26	5.8
Acero	7.9	26	2.2
Plomo	11.34	82	22
Tierra, compactada	1.5	Variable	Bajo

Realizado por: Estefanía Miranda

Fuente: (OIEA, 2008, p. 7)

1.3.8 Normativa

La Organización Internacional del Trabajo (OIT) estableció el Convenio sobre la protección contra las radiaciones (C115) y la Recomendación sobre la protección contra las radiaciones (R114) para regular la exposición de trabajadores a radiaciones ionizantes y en el que los miembros del OIT están obligados a aplicarlos por vía legislativa.

El C115 establece que los trabajadores deben tener una protección eficaz sin escatimarse esfuerzos para reducir al mínimo la exposición considerando su salud y su seguridad. Para lo cual se empleará la señalización adecuada, se capacitará al personal sobre las precauciones a tomar, se debe controlar la exposición del personal y realizarse controles médicos antes o después de realizar el trabajo. (OIT, 1960)

En el Ecuador la antigua Comisión Ecuatoriana de Energía Atómica (CEEA) actualmente Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares (SCAN), decreta el Reglamento de Seguridad Radiológica cuyo objetivo es proteger contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes a la población del país, en general, y en particular a las personas que trabajan con dichas radiaciones.

En este documento se presenta los límites de dosis para exposición interna y externa de los trabajadores, recalando en el Capítulo I Título primero la prohibición de contratar a menores de 18 años en áreas de radiación. Además, la responsabilidad del empleador con los trabajadores al notificar los riesgos de laborar con radiaciones ionizantes y con el CEEA de informar sobre el uso de fuentes y máquinas generadoras de radiación. (SCAN, 1979, pp. 6-7)

En el Art. 14 se señala la obligación de las instituciones de adquirir una licencia. Para que cualquier institución pública o privada, nacional e internacional, con o sin sede en el Ecuador,

reciba, posea, use o transfiera material radiactivo en territorio ecuatoriano, necesitará una autorización expresa de la CEEA. Indicando los tipos de licencias que se otorgan en el Art. 16 y los requisitos respectivos en los Art. 17 y Art. 18. (SCAN, 1979, p. 10)

Según las Normas básicas internacionales de seguridad, Parte 3, la responsabilidad principal de la protección y la seguridad corresponderá a la persona u organización responsable de instalaciones y actividades que entrañen riesgos radiológicos. Otras partes tendrán responsabilidades especificadas en materia de protección y seguridad. La responsabilidad principal de la protección y la seguridad, que no se puede delegar, corresponderá a la persona u organización responsable de toda instalación o actividad que entrañe riesgos radiológicos. Las principales partes responsables de la protección y la seguridad son:

- a) los titulares registrados y titulares de licencias, o la persona u organización responsable de instalaciones y actividades para las que solo se requiere notificación;
- b) los empleadores, en relación con la exposición ocupacional;
- d) las personas u organizaciones designadas para ocuparse de situaciones de exposición de emergencia o situaciones de exposición existentes.

Otras partes tendrán responsabilidades específicas en relación con la protección y la seguridad. Esas otras partes son:

- a) suministradores de fuentes, proveedores de equipo y programas informáticos, y proveedores de productos de consumo;
- b) oficiales de protección radiológica;
- f) expertos cualificados o cualquier otra parte a la que la parte principal haya asignado responsabilidades específicas. (OIEA, 2011, pp.17, 18)

CAPÍTULO II

2. MARCO METODOLÓGICO

2.1 Diseño de un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante

El uso del LTN es indispensable para reforzar de manera práctica la teoría impartida en el aula de clases por los docentes y para una mejor comprensión de los tópicos por los estudiantes. El diseño curricular exige además cierto número de horas prácticas requeridas en la malla curricular vigente. La ESPOCH en los últimos años ha venido equipando los laboratorios de la Escuela de Física y Matemática. En el LTN se han adquirido nuevos instrumentos, equipos y fuentes radiactivas que sumadas a las anteriores y por su riesgo radiológico a las personas y el medio ambiente deben estar bajo control de la Autoridad Reguladora.

La Autoridad Reguladora y en concordancia con el Reglamento de Protección Radiológica exige, que el LTN cuente con un Docente Responsable con licencia de operación vigente, de igual forma el laboratorio debe contar con una licencia institucional para el manejo de fuentes radiactivas abiertas y selladas. En la actualidad no se cumple con estos requisitos legales. Además, requiere detectores para monitorear y controlar la exposición a las radiaciones ionizantes cada vez que se haga uso de fuentes radiactivas dentro del laboratorio.

2.1.1 Estado actual del Laboratorio de Técnicas Nucleares

El Laboratorio de Técnicas Nucleares, hace 20 años aproximadamente era utilizado para la docencia de la cátedra de Radioquímica y para la realización de prácticas como: determinación y conteo de hormonas con ^{125}I , la medición de Radón y también para el almacenamiento de fuentes de Tecnecio y Uranio en la bodega de desechos radiactivos. Los docentes y técnicos del laboratorio laboraban con licencias expedidas por el CEEA.

En la actualidad el Laboratorio aún se lo emplea para la docencia y el desarrollo de prácticas en la Carrera de Biofísica, en asignaturas como Física Nuclear de séptimo semestre, Dosimetría de Radiaciones de octavo semestre y en materias electivas de décimo semestre como Protección Radiológica y/o Técnicas Nucleares.

El LTN cuenta con: fuentes radiactivas naturales y artificiales, abiertas y selladas, alfa, beta, gamma y positrones, instalaciones con paredes blindadas con paredes de mayor espesor, zonas para aula y/o oficina y también se presenta un área de almacenamiento para las fuentes radiactivas mencionadas, contigua al laboratorio y aislado por malla para evitar su acceso.



Figura 1-2. Campana de gases del LTN.

Realizado por: Estefanía Miranda

Para la reactivación y licenciamiento del LTN ante la Autoridad Reguladora se requiere cumplir con al menos algunos requisitos. La Tabla 1-2, muestra los requisitos básicos que debe cumplir, así como la existencia de estos.

Tabla 1-2. Elementos existentes y faltantes en el LTN.

Elementos	Existe	No Existe	Cantidad
Instalaciones	X		1
Área de almacenamiento	X		1
Detectores de radiación	X		2
Fuentes radiactivas	X		20
Licencia de operación		X	-
Personal con licencia		X	-
Norma ISO 17025		X	-
Zonas clasificadas		X	-
Seguridad física		X	-
Manual de operación y en caso de emergencia		X	-
Mobiliario		X	-

Realizado por: Estefanía Miranda

2.1.1.1 Instalaciones

El Laboratorio de Técnicas Nucleares se encuentra junto al Laboratorio de Química Orgánica, siendo áreas de trabajo independientes. La infraestructura del LTN está formada por 6 áreas destinadas para diferentes funciones. Al ingresar se ubica la oficina de docentes, empleada para dictar clases, inmediata a esta existe un aula igualmente para la docencia, el pasillo que conecta al laboratorio y la puerta de acceso al mismo que no cuenta con las seguridades físicas pertinentes.

Una vez ingresado se encuentra el laboratorio en donde se realizan las prácticas. Continuando está el área de almacenamiento separada por una segunda puerta que no se encuentra asegurada por lo que no existen restricciones de paso ni señalización correspondiente, además encontramos una ducha de descontaminación y finalmente encontramos una instalación anexa utilizada como bodega.

En lo que respecta a la protección dentro del laboratorio tiene paredes con un grosor de 0.25 m para el blindaje de las áreas de trabajo, los mesones dentro del laboratorio están forrados por un material impermeable de 0,2 mm. En la figura 2-2 se observa el plano del laboratorio donde **A** es la oficina de docentes, **B** aula, **C** el LTN, **D** el área de almacenamiento, **E** la ducha, **F** bodega y **G** el Bunker; en la Tabla 2-2 las medidas respectivas.

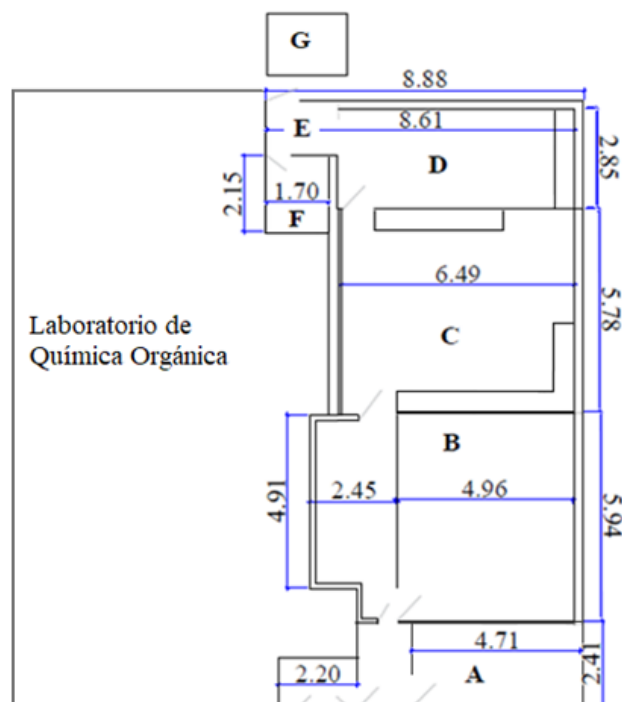


Figura 2-2. Plano del Laboratorio de Técnicas Nucleares.

Realizado por: Estefanía Miranda

Tabla 2-2. Dimensiones del Laboratorio de Técnicas Nucleares.

Ítem	Sala	Largo (m)	Ancho (m)	Alto (m)	Área(m ²)
A	Oficina	4.71	2.41	3.46	11.35
B	Aula	4.91	5.94	3.46	29.16
C	Laboratorio	6.49	5.78	3.46	37.51
D	Almacenamiento	6.49	2.85	3.46	18.49
E	Ducha	1.10	2.12	3.46	2.33
F	Bodega	2.15	1.70	3.46	3.65
G	Bunker	-	-	-	-

Realizado por: Estefanía Miranda



Figura 3-2. Laboratorio de Técnicas Nucleares.

Realizado por: Estefanía Miranda

2.1.1.2 Equipos e instrumentos

El conocimiento de los equipos e instrumentos disponibles en el LTN, así como el estado en que se encuentran es fundamental para la correcta aplicación de la seguridad radiológica. Por ello se tiene en la Tabla 3-2 los elementos necesarios para laborar con RI y las características que presenta cada uno.

Tabla 3-2. Equipos e instrumentos del Laboratorio de Física Nuclear

Código	Nombre	Estado	Marca	Serie	Modelo
3505	Dosímetro- Encerador	Bueno	STEPHEN	Sin serie	59
3536	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547323	-
3574	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547508	-
3890	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547338	-
3893	Contador de radiación	Malo	KEITHLEY	25195	SPARK
3902	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547326	-
3921	Contador de Radiación	Malo	GAMMA	1573	Meter
3923	Contador de Radiación	Malo	TKATOM	Sin serie	TKATOM
3924	Contador de Radiación	Malo	TKATOM	Sin serie	TKATOM
3930	Contador de radiación	Verificar	EBERLINE	449	ASP-1
3931	Contador de radiación	Verificar	EBERLINE	472	ASP-1
5038	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547341	-
5102	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547332	-
5103	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547329	-
24640	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547337	-
30720	Dosímetro Personal	Malo	STEPHEN	547331	-
31889	Contador de radiación	Malo	Sin marca	Sin serie	Sin modelo

5484	Fuente radiactiva	Malo	Sin marca	Sin serie	Sin modelo
5487	Fuente radiactiva	Malo	Gamma	1754-QCR-2	-
5488	Fuente radiactiva	Malo	Amershan	Sin serie	QCRL5410
106242	Kit de elementos para experimentos de espectroscopía beta	Bueno	PHYWE	-	-
106243	Kit de elementos para experimentos de vida media y equilibrio radiactivo con cobra 3	Bueno	PHYWE	-	-

Fuente: Laboratorio de Física Nuclear

En el caso de los kits al estar formados por más elementos que no se detallan en la tabla, véase en el Anexo A las especificaciones del Kit de elementos para experimentos de espectroscopia beta y en el Anexo B el Kit de elementos para experimentos de vida media y equilibrio radiactivo con cobra 3.

2.1.1.3 Fuentes Radiactivas

El LTN posee 20 fuentes radiactivas de referencia o calibración artificiales y una masa rocosa de uranio natural. Todas las fuentes se encuentran almacenadas en contenedores y sobre envases para su protección y seguridad. Las características generales se muestran en la Tabla 4-2.

Tabla 4-2. Características generales de las fuentes radiactivas del LTN.

Ítem	RN	Estado	Marca	Modelo	Serie	Uso	Contenedor
1	Am 241	Solida	Amershan	SM	1 Q 978	Docencia	Caja de madera
2	Ba 133	Solida	Amershan	SM	1 R 891	Docencia	
3	Cs 137	Solida	Amershan	SM	2 S 147	Docencia	
4	Co 60	Solida	Amershan	SM	2 U 117	Docencia	
5	Y 88	Solida	Amershan	SM	2 Y 298	Docencia	
6	Na 22	Solida	Amershan	SM	1 X 968	Docencia	
7	Mn 54	Solida	Amershan	SM	2 V 101	Docencia	
8	Hg 203	Solida	Amershan	SM	2 W 286	Docencia	
9	Co 57	Solida	Amershan	SM	3 T 096	Docencia	
10	Sr 90	Solida	Eckert & Ziegler	SM	AF-4958	Docencia	Envase cilindro metálico

11	Na 22	Solida	Eckert & Ziegler	SM	AF-6870	Docencia	Envase cilindro metálico
12	Am 241	Solida	Amershan	SM	6538 RA	Docencia	Caja amarillo plástico
13	Am 241	Solida	Amershan	SM	5202 RA	Docencia	Caja amarillo plástico
14	C 14	Solida	Amershan	SM	SS	Docencia	Caja negro plástico
15	I 129	Solida	Amershan	SM	4768 MJ	Docencia	Caja de madera
16	Cs 137	Solida	Amershan	SM	3260 MT	Docencia	
17	Co 60	Solida	Amershan	SM	4118 MT	Docencia	
18	Co 57	Solida	Amershan	SM	5519 MT	Docencia	
19	Ba 133	Solida	Amershan	SM	2192 MT	Docencia	
20	Cs 137	Liquida	Eckert & Ziegler	SM	CDRB1385	Docencia	Envase de vidrio cerrado

Realizado por: Estefanía Miranda



Figura 4-2. Fuentes radiactivas: a. Americio 241, b. Cesio 137, c. Carbono 14, d. Sodio 22 (izquierda) y Estroncio 90 (derecha).

Realizado por: Estefanía Miranda

2.1.2 Uso del Laboratorio de Técnicas Nucleares

Las cátedras que utilizan el LTN durante el período 4 de abril – 31 de agosto de 2017 son Física Nuclear de séptimo semestre en la que realizan 3 prácticas de laboratorio. Dosimetría de Radiaciones de noveno semestre según el sílabo presenta tres prácticas y la Asignatura Electiva II: Protección Radiológica de décimo semestre ha planificado dos prácticas de laboratorio. Esta información ha sido solicitada a los docentes de dichas cátedras en el periodo mencionado y se muestran a continuación:

Física Nuclear

1. Determinación del nivel de radiación presente en el Laboratorio de Técnicas Nucleares.
2. Determinación de actividad alfa en aire y superficie.
3. Determinación de actividad beta en aire y superficie.

Dosimetría de Radiaciones

1. Reconocimiento general del laboratorio de Técnicas Nucleares.
2. Detectores de radiación: características y aplicaciones.
3. Cálculo de actividad de fuentes radiactivas.
4. Determinación de dosis de radiación en zonas ambientales.

Electiva II: Protección Radiológica

1. Determinación de contaminación total en superficie.
2. Determinación de nivel de radiación total en aire.

2.1.3 Responsabilidades en materia de protección y seguridad

Según las normas básicas de seguridad del OIEA, las principales partes responsables de la protección y la seguridad son los titulares registrados y titulares de licencias. Para el caso específico de la ESPOCH, entiéndase por titular registrado al representante legal, es decir al Rector de la institución. Mientras que, por titular de licencia, al responsable del laboratorio. En el LTN, todos los docentes que realicen prácticas de laboratorio con fuentes radiactivas y el técnico docente deben poseer una licencia de operación emitido para la Autoridad Reguladora, en nuestro país la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares SCAN.

El LTN no cuenta con personal licenciado, y es necesario tener un oficial de seguridad radiológica con el propósito de que la protección radiológica se encuentre en manos de un profesional calificado, pudiendo ser el docente tutor de las prácticas o el técnico docente del laboratorio. Frente a la autoridad reguladora todo el personal que está involucrado en el laboratorio tiene responsabilidades sobre el mismo. Desde el representante legal de la institución hasta los usuarios finales del LTN.

2.1.4 Requisitos para adquisición de licencias

La SCAN realiza periódicamente inspecciones a los lugares que trabajan con radiaciones ionizantes, buscando el cumplimiento de la normativa existente. Hasta la actualidad no se

podido licenciar el LTN, como se muestra en el informe de Inspección de Seguridad Radiológica con fecha 25 de abril de 2014 (ANEXO C), donde entre otras cosas se solicita obtener las licencias personales y la licencia institucional, previo al licenciamiento.

Para obtener el licenciamiento del LTN se requiere:

- a. La Institución cumpla con los requisitos de Seguridad Física y Protección Radiológica y las disposiciones y recomendaciones hechas por la SCAN, luego de una Inspección, de acuerdo a los plazos señalados
- b. Todo el personal ocupacionalmente expuesto a las radiaciones ionizantes presente su respectiva licencia personal vigente.
- c. Presente copia de la Autorización del Oficial de seguridad radiológica
- d. Certificado de calibración vigente de los detectores de radiación (fuentes radiactivas)
- e. Manual de operación normal y en caso de emergencias radiológicas aprobado por la SCAN.
- f. Presentar copia del RUC.
- g. En caso de renovación entregar licencia original anterior.
- h. Se solventen todas aquellas observaciones hechas por la Autoridad Reguladora.

Para la obtención de la licencia personal se requiere:

1. Formulario de solicitud de licencia debidamente lleno y fotografía actualizada.
2. Copia de cédula de identidad o pasaporte vigente en el caso de extranjeros.
3. Copia del certificado de votación correspondiente al último proceso electoral realizado.
4. Copia de título Profesional y estar acreditado por el SENESCYT.
5. Copia de título de la Especialidad y estar acreditado por el SENESCYT.
6. Copias de Certificados o Diplomas de Cursos formales de Capacitación en el área específica de trabajo en el que está solicitando la licencia (la duración dependerá de la Práctica de aplicación).
7. Certificado de trabajo bajo supervisión (para personal técnico).
8. Análisis Clínicos de sangre, recientes. (Validez tres meses).
 - a. Biometría hemática b. Recuento de plaquetas
9. Certificado Médico actualizado basado en análisis clínicos (validez tres meses).
10. Certificado Psicológico PARA PERSONAL QUE TRABAJA CON FUENTES RADIATIVAS Y PRÁCTICAS CATEGORÍA I.
11. Copia del certificado de asistencia al Curso Básico de Protección Radiológica (validez un año).

12. Aprobación de la evaluación de Protección Radiológica en el área de aplicación (validez un año) véase nota para especialistas.
13. Una vez cumplidos los requisitos anteriores se procederá a emitir la orden de pago del costo respectivo de la Autorización. (MEER, 2013)

2.1.5 Sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante

Un sistema es un conjunto de elementos o partes coordinadas que responden a una ley, o que, ordenadamente se relacionan entre sí, para cumplir un fin específico. (Oxford, 2017) En este caso el sistema a diseñar está formado por partes coordinadas para calcular la dosis recibida cuando se realice prácticas docentes con fuentes radiactivas, estos servirán además para estimar la dosis anual efectiva. Los elementos del sistema diseñado se presentan en la Figura 5-2.

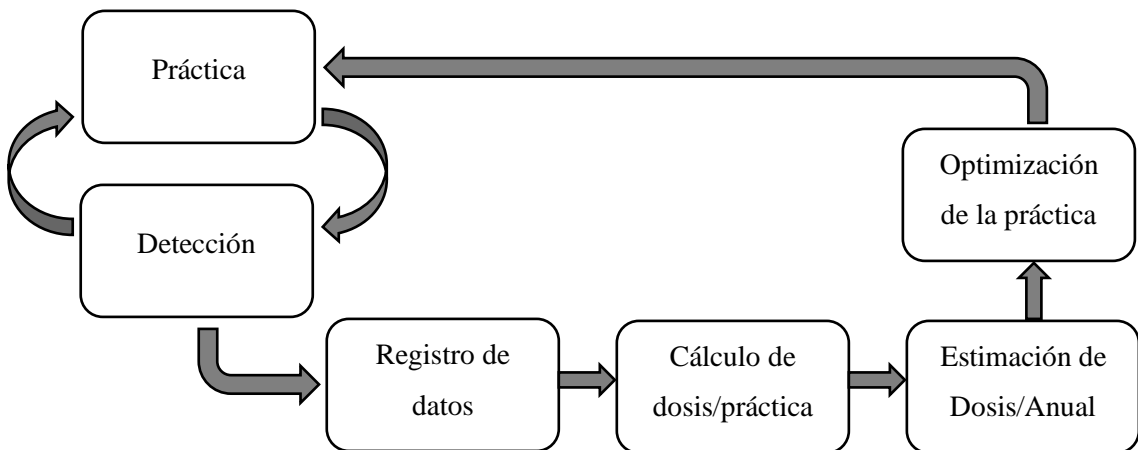


Figura 5-2. Diagrama de bloques del sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante.

Realizado por: Estefanía Miranda

La Práctica es, toda actividad humana que introduce fuentes de exposición o vías de exposición adicionales o extiende la exposición a más personas o modifica el conjunto de vías de exposición debidas a las fuentes existentes, de forma que aumente la exposición o la probabilidad de exposición de personas o el número de las personas expuestas. (OIEA, 2009, p. 52) Este trabajo de titulación está diseñado solo para el uso actual del laboratorio, es decir prácticas de laboratorio guiadas y planificadas por el docente. En ningún caso se podrá omitir las directrices descritas en las guías de prácticas.

Los principios de la protección radiológica dicen que toda práctica debe estar justificada, optimizada y limitada. En el primer caso los estudiantes en formación deben aprender a manipular las fuentes radiactivas cumpliendo con normas de protección radiológica. Se justifica

así su uso pues en un futuro estas destrezas servirán para que los nuevos profesionales usen las radiaciones ionizantes en beneficio de la humanidad.

La idea de crear este sistema de detección y monitoreo justamente se adapta a cumplir con el principio de optimización, donde luego de justificar la práctica la exposición a la radiación debe ser tan baja como razonablemente sea posible. El conocer cuanta dosis se recibe por práctica harán que se tomen las medidas correspondientes para minimizar esa exposición, sea con blindaje, tiempo de exposición o distancia.

El estimar una dosis anual en el laboratorio, hará posible la clasificación de áreas, categorías de personal, caracterización de las fuentes. Una vez conocidos estos parámetros se puede realizar una mejora continua y de retroalimentación al sistema buscando siempre proteger a las personas y al medio ambiente.

La limitación de dosis se refiere al cumplimiento de no sobrepasar los niveles normados por el OIEA para las personas que trabajan con radiaciones ionizantes. Cada práctica por su naturaleza tiene una restricción de dosis, es decir un valor inferior a los 20 mSv, generalmente se utiliza 1/3 del límite permisible redondeado al entero inferior en este caso 6 mSv/año. Pero incluso este valor resulta ser un poco abultado para la práctica que se realiza en el LTN. Se recomienda para el LTN una restricción de dosis de 3 mSv/año.

Durante la práctica, es importante poder detectar y medir la radiación, haciendo conscientes a los estudiantes de la presencia de esta, volviendo la práctica de laboratorio más didáctica e interesante. El estudiante debe ser capaz de asimilar el proceso de la radiación, los fenómenos y efectos que produce al interactuar con la materia, la dosis que está recibiendo, como optimizar la práctica en el instante que la realiza entre otros aspectos.

Para esto es importante contar con un detector activo, es decir un detector electrónico de lectura directa de preferencia en magnitud tasa de dosis, pues así se facilita el cálculo de la dosis efectiva recibida. La detección y monitoreo debe darse al mismo tiempo que se realiza la práctica tal como se muestra en la interacción en la Figura 5-2.

La tasa de dosis debe ser registrada conjuntamente con el tiempo de exposición y la distancia a la cual se ubicó el detector, para esto es recomendable utilizar hojas de cálculo electrónico pues además de almacenar datos nos sirven para realizar cálculos matemáticos. En esta misma hoja electrónica con los datos registrados se calculará la dosis recibida por cada individuo en la

práctica realizada. Así mismo se puede estimar con los datos una dosis anual efectiva y así saber si se está cumpliendo con los límites de dosis impuestos por normativa.

Una vez que se conocen los niveles de dosis anuales a los que están expuestos los usuarios de las fuentes radiactivas del LTN, se puede realizar un proceso de mejoramiento continuo, al mejorar las guías de laboratorio, la supervisión del docente y del técnico docente, aumentar el número de prácticas, mejorar el sistema de detección y/o informar a los directivos las necesidades legales y de técnicas del LTN.

CAPÍTULO III

3. CONSTRUCCIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN IONIZANTE

3.1 Práctica



Entendiéndose por Práctica a la actividad planificada del uso de radiaciones ionizantes, y en este caso el uso del LTN para realizar prácticas de laboratorio guiadas por un docente. Estas deberán ser planificadas, autorizadas y supervisadas en todo momento por los responsables de la seguridad radiológica del LTN. Las prácticas de laboratorio han sido detalladas en el punto 2.1.2, pudiendo ser incrementadas a medida que se adquieran nuevos equipos para el LTN.

















3.2 Detector de radiación ionizante LNT 1.0

Para la detección y monitoreo de la radiación ionizante al momento de la realización de prácticas, se ensambló un detector electrónico de lectura directa “Radiation Detector DIY Kit Arduino Compatible ver 3.00” este detector fue seleccionado por su fácil ensamblaje y bajo costo, y cuyos elementos fueron adquiridos en RH Electronics (www.rhelectronics.net) una tienda en línea ubicada en Israel.

El detector está compuesto por los elementos electrónicos detallados en la Tabla 1-3, consta con las especificaciones de cada componente y también contiene el circuito impreso, en el kit no se incluye el tubo Geiger Müller por lo que se debe escoger entre los compatibles como SBM-20, STS-5, J305, LND-712.

Tabla 1-3. Elementos electrónicos para el ensamblaje del detector.

Cantidad	Elemento	Valor	Imagen
1	Resistencia	10 ohm	
1	Resistencia	100 ohm	

4	Resistencia	1 K ohm	
1	Resistencia	2.2 K ohm	
1	Resistencia	4.7 K ohm	
3	Resistencia	47 K ohm	
1	Resistencia	220 K ohm	
1	Resistencia	470 K ohm	
1	Resistencia	4.7 M ohm	
1		10 K	
2	Diodo	1N60	
1	Diodo	1N4148	
3	Diodo rectificador rápido	1N4937	
1	LED rojo		
4	Capacitor multicapa	10 nF	
5	Capacitor multicapa	100 nF	
1	Capacitor multicapa	100 pF	
3	Capacitor HV	2.2 nF	

2	Capacitor electrolítico	10 μ F	
1	Inductor radial	Bobina HV	
1	Conector de batería	Bloque terminal DG301	
1	Interruptor deslizante		
2	Conector metálico		
1	Timbre		
10 Pins	Conector, puente	Patas macho 2.54 mm	
3	Control HV	Copa puente	
4	Tornillos	M3	
1	Socket CI		
1	Transistor	2N3904	
1	Circuito Integrado	CD4011BE	
1	Circuito Impreso		

Realizado por: Estefanía Miranda

Fuente: (RhElectronics, 2014)

El tubo Geiger Müller seleccionado para este trabajo es el CTC-5 adquirido en Ucrania en una tienda electrónica, el cual presenta como especificaciones generales: el gas de llenado con una

combinación de gases nobles y bromo $\text{Ne} + \text{Br}_2 + \text{Ar}$, la longitud del cátodo de acero inoxidable es 50 μm , la longitud máxima oscila entre 108 a 101 mm mientras que la longitud efectiva se encuentra entre 91.0 a 83.5 mm. El diámetro máximo es 11 mm y el diámetro efectivo 10 mm, el rango de temperatura de operación es -40 a $+50$ $^{\circ}\text{C}$.



Figura 1-3. Tubo Geiger Müller CTC-5

Realizado por: Estefanía Miranda

También se debe considerar las características eléctricas del CTC-5 necesarias para el ensamblaje, el tubo GM presenta una sensibilidad de 22 cps/mR/h para el cobalto (^{60}Co)

Tabla 2-3. Especificaciones eléctricas del tubo GM CTC-5

Parámetro	Valor	Unidad
Resistencia mínima del ánodo	5.0	M ohm
Resistencia máxima del ánodo	10.0	M ohm
Voltaje de operación (recomendado)	400	Voltios
Rango de voltaje de operación	360 – 440	Voltios
Voltaje inicial	280 – 330	Voltios
Longitud de Plateau	80	Voltios
Pendiente de Plateau	0.125% / 1V	%/ 100 voltios
Tiempo muerto mínimo	190	Micro segundos
Rango de trabajo	0.014 – 144	mR/h
Sensibilidad gamma ^{226}Ra	29	cps/mR/h
Sensibilidad gamma ^{60}Co	22	cps/mR/h
Máximo de fondo natural	27	Pulsos/minuto
Capacitancia del tubo	10	pf
Vida mínima	2*1010	Pulsos
Peso	10	Gramos

Realizado por: Estefanía Miranda

Fuente: (eBay, 2017)

En la Figura 2-3 se observa el diagrama del circuito impreso desarrollado por RH Electronics con dimensiones de 120 mm de largo por 50 mm de ancho y la ubicación de los elementos presentados en la Tabla 1-3 junto con el tubo GM CTC-5.

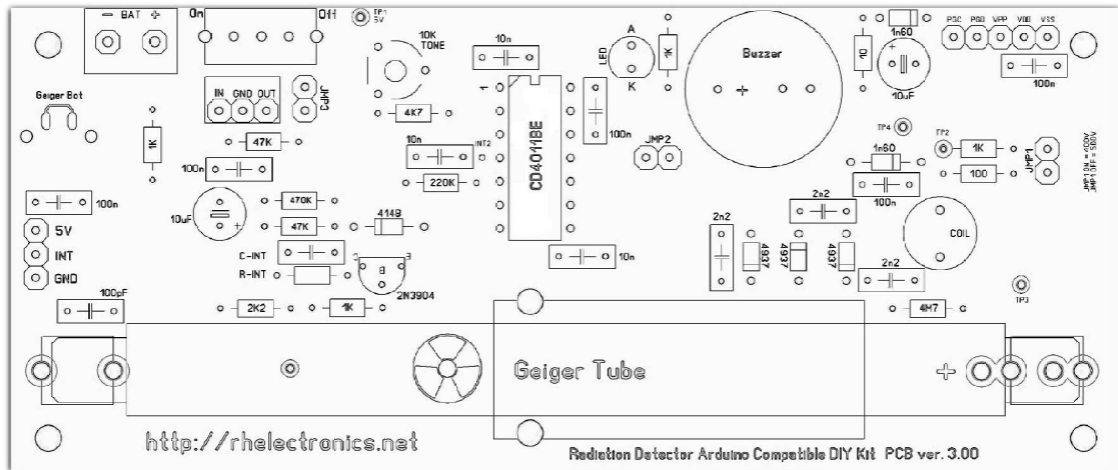


Figura 2-3. Diagrama del Circuito impreso del detector LTN 1.0

Fuente: (RhElectronics, 2014)

El PCB tiene un enchufe listo para conectarse con un dispositivo Apple por medio de un cable de audio de cuatro bandas, en este dispositivo se visualiza la tasa dosis, las cuentas por minuto o mili Roentgen por hora, junto con esto se observa la gráfica de la exposición respecto al tiempo. En la figura 2-3 se encuentra el detector electrónico de lectura directa LTN 1.0 ensamblado.



Figura 3-3. Circuito electrónico del detector LTN 1.0

Fuente: Estefanía Miranda

Por protección del diseño impreso es necesaria una estructura que impida el paso del polvo, humedad y otros factores que pueden dañar los componentes electrónicos, así como la incorrecta manipulación del detector. Esta protección será dada por una cubierta de láminas de vidrio formando una caja dentro de la cual se ubica el detector, las medidas del revestimiento son 15 cm de largo, 9 cm de alto y 8 cm de ancho.

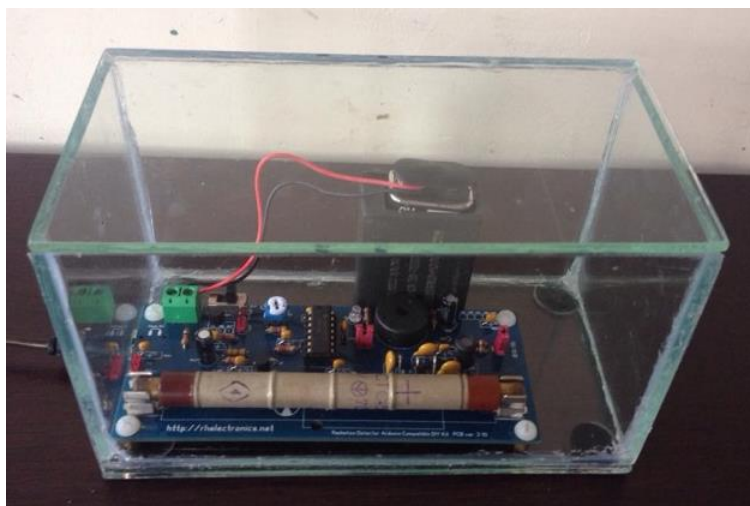


Figura 4-3. Detector electrónico de lectura directa LTN 1.0

Fuente: Estefanía Miranda

3.2.1 Calibración del detector

Para la calibración del detector se utilizó la fuente de referencia ^{137}Cs (Cesio) cuyas características generales son las descritas en la Tabla 3-3. Se determina teóricamente la tasa de dosis producida por la fuente de Cesio a diferentes distancias y se compara con la lectura dada por el detector a esa distancia. Es importante restar el fondo radiactivo del área donde se realiza la calibración.

Tabla 3-3. Características del radionúclido cesio 137.

Isotopo	Cs-137
Código	CDRB1385
Actividad inicial	$3.7 \times 10^8 \text{ Bq}$
TF	734
Semiperíodo	30,08 años
Actividad actual	$3.19 \times 10^8 \text{ Bq}$
Empresa	Eckert & Ziegler

Realizado por: Estefanía Miranda

El fondo ambiental medio del laboratorio es de $0.07 \mu\text{Sv/h}$. Se promediaron las 30 mediciones realizadas que se muestran en la tabla 4-3.

Tabla 4-3. Mediciones de fondo ambiental del LTN.

0,05	0,05	0,03	0,03	0,03	0,05
0,06	0,03	0,03	0,05	0,05	0,06
0,03	0,05	0,03	0,03	0,03	0,08
0,05	0,05	0,05	0,05	0,06	0,03
0,03	0,03	0,03	0,05	1,00	0,06

Realizado por: Estefanía Miranda

La constante gamma del Cesio-137 es

$$\Gamma(\text{Cs} - 137) = 1,03 \times 10^{-4} \frac{\text{mSv m}^2}{\text{MBq h}}$$

Y utilizando la ecuación 6, se calcula la tasa de dosis a diferentes distancias.

$$\dot{D} = \frac{\Gamma A}{d^2}$$

La tasa de dosis a 25 cm

$$\dot{D} = \frac{(1,03 \times 10^{-4} \frac{\text{mSv m}^2}{\text{MBq h}})(319 \text{MBq})}{(0,25 \text{m})^2}$$

$$\dot{D} = 0,525 \frac{\text{mSv}}{\text{h}}$$

La tasa de dosis a 50 cm

$$\dot{D} = \frac{(1,03 \times 10^{-4} \frac{\text{mSv m}^2}{\text{MBq h}})(319 \text{MBq})}{(0,5 \text{m})^2}$$

$$\dot{D} = 0,131 \frac{\text{mSv}}{\text{h}}$$

La tasa de dosis a 1 m

$$\dot{D} = \frac{(1,03 \times 10^{-4} \frac{\text{mSv m}^2}{\text{MBq h}})(319 \text{MBq})}{(1 \text{m})^2}$$

$$\dot{D} = 0,032 \frac{mSv}{h}$$

Se han tomado 30 lecturas a 25 cm, 50 cm y a 1 m de distancia entre la fuente y el detector. Al ser tasa de dosis cada una tiene unidades de micro sievert por hora.

Tabla 5-3. Lecturas realizadas a una distancia de 25 cm.

0,45	0,51	0,43	0,5	0,46	0,49
0,49	0,49	0,44	0,49	0,6	0,5
0,49	0,44	0,51	0,43	0,49	0,5
0,5	0,5	0,49	0,51	0,6	0,49
0,41	0,44	0,49	0,51	0,49	0,44

Realizado por: Estefanía Miranda

Obteniendo como promedio un valor de 0.67 $\mu\text{Sv/h}$, restándole el fondo natural se tiene 0.6 $\mu\text{Sv/h}$.

Tabla 6-3. Lecturas realizadas a una distancia de 50 cm.

0,1	0,11	0,09	0,09	0,11	0,11
0,11	0,11	0,11	0,11	0,09	0,2
0,11	0,1	0,11	0,11	0,11	0,11
0,13	0,2	0,1	0,2	0,09	0,12
0,07	0,11	0,06	0,1	0,11	0,11

Realizado por: Estefanía Miranda

Obteniendo como promedio un valor de 0.10 $\mu\text{Sv/h}$, restándole el fondo natural se tiene 0.03 $\mu\text{Sv/h}$

Tabla 7-3. Lecturas realizadas a una distancia de 1 m.

0,03	0,026	0,027	0,026	0,026	0,027
0,027	0,026	0,022	0,019	0,026	0,03
0,027	0,026	0,026	0,027	0,027	0,022
0,05	0,027	0,026	0,027	0,027	0,027
0,019	0,03	0,026	0,026	0,03	0,027

Realizado por: Estefanía Miranda

Obteniendo como promedio un valor de 0,04 $\mu\text{Sv/h}$, en este caso la intensidad de la fuente resulta ser menor que el fondo radiactivo natural.

En el gráfico 1-3 tenemos el análisis de linealidad de las tasas de dosis calculadas con la ecuación 6 y de las tasas de dosis que se tomaron con el detector LTN 1.0, las cuales fueron promediadas.

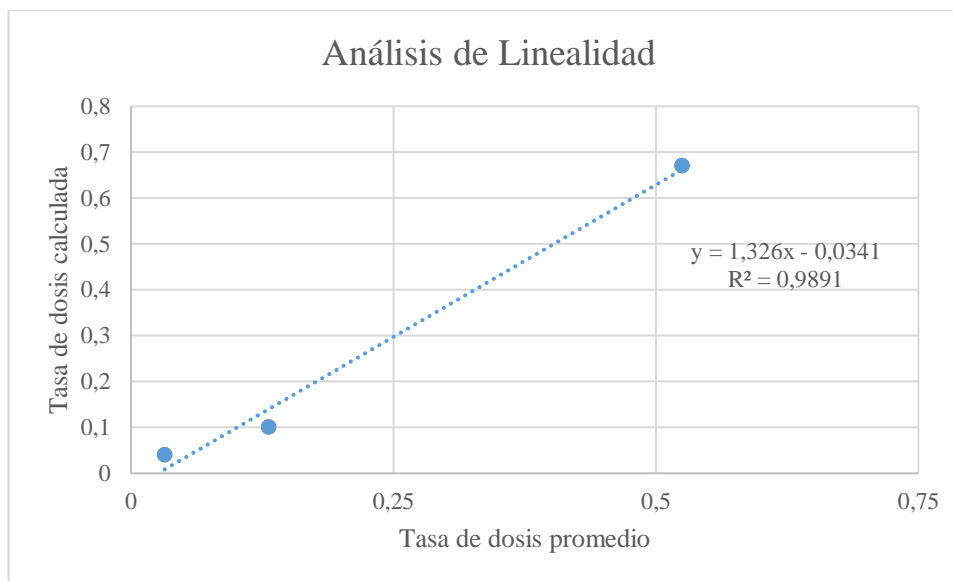


Gráfico 1-3. Análisis de linealidad de la tasa de dosis calculada y tasa de dosis promediada.

Realizado por: Estefanía Miranda

Teniendo que el factor de calibración del detector de lectura directa LTN 1.0 es 0,96. Valor por el cual se debe multiplicar los valores que se obtengan al realizar mediciones con el detector y restar el fondo natural.

3.3 Hoja de cálculo electrónico

Para el ingreso y registro de datos se tiene una hoja de cálculo electrónica, en la cual la pantalla principal denominada “Registro de dosis del personal de Laboratorio de Técnicas Nucleares” presenta dos opciones una de ellas para el registro de alumnos o en caso de estar registrado ingresar con el usuario y contraseña introducidos previamente, como se observa en la figura 4-3.

REGISTRO DE DOSIS DEL PERSONAL DE LABORATORIO DE TÉCNICAS NUCLEARES


Estudiantes

Para registrarse ingrese en el siguiente botón:

Logueo de Usuarios

Introduce los datos requeridos:

Instrucciones: Coloque su nombre de usuario y password para ingresar al menú solicitado, escribir los datos correctamente o de lo contrario no se permitirá el ingreso.



Usuario: *

Contraseña: *

Nota: En caso de no recordar sus datos comuníquese con el administrador del sitio.

Figura 5-3. Pantalla principal de la hoja de cálculo electrónica.

Fuente: Estefanía Miranda

Una vez ingresado al sistema la interfaz que aparece para el técnico docente (figura 5-3) permite realizar tres acciones: manejo de personal, registro de dosis y base datos. Dentro de las cuales se puede registrar y modificar a otros usuarios tales como docentes o técnicos docentes, ingresar y/o modificar datos de prácticas, y mostrar los datos almacenados según lo requiera el usuario.

Menú principal - Técnico Docente X

Manejo de Personal

Registro de dosis

Base de Datos

Figura 6-3. Menú principal para el Técnico docente.

Fuente: Estefanía Miranda

Para el cálculo y almacenamiento de dosis recibida en las prácticas se selecciona la opción ingresar y a continuación aparece el formulario a ser llenado (figura 6-3), cada uno de los campos es obligatorio caso contrario no se guardará la información proporcionada. En la primera sección se ubican los datos generales a continuación, están los parámetros del

Radionucleido a utilizar donde se podrá escoger la fuente radiactiva con la que se trabaja y la serie de cada una, una vez realizadas estas operaciones los campos restantes se autocompletaran.

Registro de Dosis

Bienvenido

Instrucciones: A continuación ingrese los datos del Registro de Dosis. Todos los campos son obligatorios.

Datos Generales:

Nombre:

Tipo de Personal: Fecha: dia/mes/año

Asignatura:

Tema de Práctica:

Límite de Dosis: uSv

Parámetros del radionucleido a utilizar:

Fuente: Serie:

Actividad: Bequerel

Periodo de Semidesintegración: años

Fecha de Referencia:

Datos de la práctica

Hora de Inicio: hh:mm:ss

Hora de finalización: hh:mm:ss

Distancia: metros

Tasa de Dosis: uSv/Hora

Dosis:

Calcular Dosis

Guardar Imprimir Cancelar

Figura 7-3. Formulario para el registro de dosis.

Fuente: Estefanía Miranda

Finalmente, se llenará los datos de la práctica y se calculará la dosis. Como las unidades de la tasa de dosis que nos provee el detector son $\mu\text{Sv}/\text{hora}$ en la dosis se puede elegir las unidades entre las opciones μSv , mSv o Sv , de acuerdo con la necesidad del usuario. Si los datos ingresados son los correctos se puede guardar, caso contrario presionando la opción cancelar se cerrará la ventana. Si es requerido su puede imprimir el formulario.

En la base de datos se puede visualizar a los estudiantes, docentes y técnicos docentes registrados, así como también las dosis recibidas por cada uno en las prácticas de laboratorio, la caracterización de las fuentes radiactivas. Se puede añadir o suprimir las fuentes radiactivas en caso de requerirlo, esta acción solo puede ser realizada por el técnico docente.

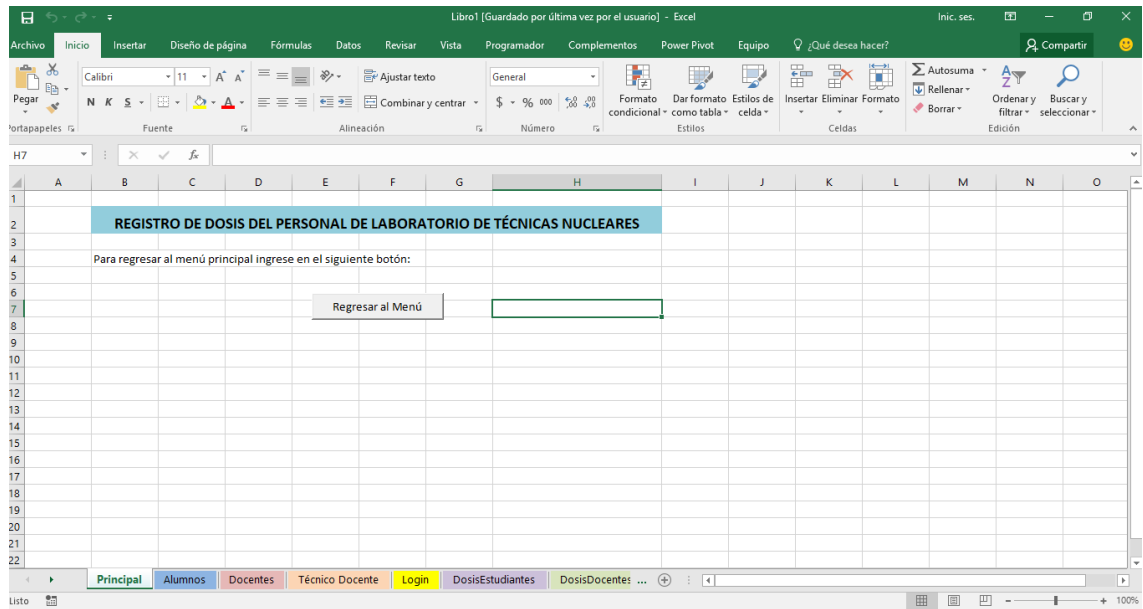


Figura 8-3. Base de datos del sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante.

Fuente: Estefanía Miranda

CAPÍTULO IV

4. IMPLEMENTACIÓN DE UN SISTEMA DE DETECCIÓN Y MONITOREO DE RADIACIÓN IONIZANTE

4.1 Responsabilidades en materia de protección y seguridad

El presente trabajo de titulación propone un sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante, la eficacia y mismo estará ligado a su buen uso, revisiones y mejoramiento continuo del mismo. En este sentido es preciso definir las responsabilidades de los involucrados con respecto a seguridad radiológica relativas con el LTN. El conocimiento de estas responsabilidades y su cumplimiento en base a la norma disminuirán el riesgo y aumentará el beneficio del trabajo con fuentes radiactivas. A continuación, se proponen algunas responsabilidades que deben tener los directivos, docentes, técnicos docentes y estudiantes:

4.1.1 *Rector*

- Ser el representante legal ante la autoridad reguladora para el uso de radiaciones ionizantes.
- Proveer recursos económicos y materiales, para el buen funcionamiento del laboratorio.
- Aprobar y expedir los procedimientos administrativos y académicos del LTN.

4.1.2 *Decano*

- Designar al Técnico docente responsable del laboratorio.
- Gestionar los recursos económicos y materiales, para el buen funcionamiento del laboratorio.
- Revisar los procedimientos administrativos y académicos del LTN.

4.1.3 *Director de escuela*

- Gestionar la licencia de operación del LTN.

- Asegurar que el personal es apto para las tareas que le son encomendadas y coordinar los cursos de formación necesarios (asegurarse que cada actuación realizada en el laboratorio es encomendada a una persona que posee la titulación, formación y cualificación apropiada).
- Autorizar las prácticas requeridas en las cátedras de Biofísica.
- Revisar los procedimientos administrativos y académicos del LTN.

4.1.4 Docente

- Obtener la licencia de operación para el uso de fuentes radiactivas en docencia.
- Realizar las guías de las prácticas de laboratorio.
- Planificar, coordinar y evaluar las actividades del laboratorio.
- Supervisar las prácticas de laboratorio aplicando los principios de la protección radiológica.
- Establecer de normas, instrucciones y procedimientos específicos sobre Protección Radiológica, aplicables a las actividades realizadas en las instalaciones.

4.1.5 Técnico docente

- Obtener la licencia de operación para el uso de fuentes radiactivas en docencia.
- Verificar el buen funcionamiento de equipos.
- Garantizar el cumplimiento de las reglas del laboratorio.
- Mantenimiento de los registros, (POE, dosimetría, equipos y fuentes)
- Realizar Manuales de Procedimiento en Seguridad Radiológica.

4.1.6 Estudiante

- Realizar las prácticas de laboratorio tal como se indique en las guías, elaboradas por el docente.
- Cumplir con las reglas de seguridad radiológica del LTN.
- Informar al docente o al técnico docente de algún evento, que pudiere comprometer la seguridad radiológica o física de las fuentes.

4.2 Estado de exención de las fuentes radiactivas del LTN

El monitoreo de la radiación debe ser sobre aquellas fuentes radiactivas que puedan presentar un riesgo a los usuarios por lo que en este punto se definen que fuentes presentan riesgo y cuáles

no. Según el OIEA la exención se puede considerar una autorización genérica otorgada por el órgano regulador que, una vez emitida, libera la práctica o fuente de los requisitos que de lo contrario se aplicarían, en particular los que tienen que ver con la notificación y la autorización. (OIEA, 2007, p. 6)

Para determinar si las fuentes están sobre un nivel donde pueden ser riesgosas para los seres humanos o ambiente nos basamos en los criterios de exención dados por el OIEA en la Adenda I. Esto consiste en comparar la actividad actual de la fuente radiactiva con el nivel dado en este documento, la Tabla 1-4 muestra que fuentes radiactivas aún no están exentas del control de la autoridad reguladora.

Tabla 1-4. Niveles de exención de las fuentes radiactivas del LTN.

Ítem	RN	Actividad inicial (Bq)	Actividad actual (Bq)	Nivel de exención	Estado
1	Am 241	3,85E+08	3,65E+08	1,00E+04	No exenta
2	Ba 133	4,23E+08	5,19E+07	-	No exenta
3	Cs 137	4,44E+08	2,11E+08	1,00E+04	No exenta
4	Co 60	4,24E+08	6,00E+06	1,00E+05	No exenta
5	Y 88	4,63E+08	1,87E-25	-	No exenta
6	Na 22	4,10E+08	7,36E+04	1,00E+06	Exenta
7	Mn 54	4,06E+08	1,58E-03	1,00E+06	Exenta
8	Hg 203	7,95E+08	6,90E-68	1,00E+05	Exenta
9	Co 57	4,33E+08	3,17E-05	1,00E+06	Exenta
10	Sr 90	7,40E+07	4,36E+06	1,00E+04	No exenta
11	Na22	7,40E+07	1,78E-06	1,00E+06	Exenta
12	Am 241	5,55E+08	5,27E+08	1,00E+04	No exenta
13	Am 241	1,85E+08	1,76E+08	1,00E+04	No exenta
14	C 14	3,70E+06	3,69E+06	1,00E+07	Exenta
15	I 129	3,70E+06	3,70E+06	1,00E+05	No exenta
16	Cs 137	3,70E+06	1,76E+06	1,00E+04	No exenta
17	Co 60	3,70E+06	5,24E+04	1,00E+05	Exenta
18	Co 57	3,70E+06	2,71E-07	1,00E+06	Exenta
19	Ba 133	3,70E+06	4,54E+05	-	No exenta
20	Cs 137	3,70E+08	3,19E+08	1,00E+04	No exenta

Realizado por: Estefanía Miranda

Se determina que ocho fuentes radiactivas están bajo control del organismo regulador por sobrepasar su nivel de exención. La caracterización completa de las fuentes radiactivas se detalla en el siguiente apartado.

4.2.1 Caracterización de las fuentes radiactivas

El monitoreo de fuentes radiactivas no solo supone la detección de la radiación emitida, sino también las condiciones en las que se encuentra para así evitar daño a los seres humanos y/o al medio ambiente por pérdida, robo, uso no autorizado, desconocimiento de la ubicación, almacenaje, desconocimiento de actividad actual, nivel de exención. Es por eso que el OIEA recomienda tener un registro de caracterización de fuentes, donde de manera clara se describe sus características físicas, químicas, radiológicas y demás que ayuden a identificarlas rápidamente. La Tabla 2-4, muestra la caracterización de las fuentes del LTN.

Tabla 2-4. Caracterización de fuentes radiactivas del LTN.

Ítem	RN	Estado	Marca	Modelo	Serie	Contenedor	Actividad (Bq)	Fecha de referencia	$t_{1/2}$ (años)	Actividad actual (Bq)	Nivel de exención
1	Am 241	Sólida	Amershan	SM	1 Q 978	Caja de madera	3,85E+08	1/4/1985	433	3,65E+08	1,00E+04
2	Ba 133	Sólida	Amershan	SM	1 R 891	Caja de madera	4,23E+08	1/4/1985	10,7	5,21E+07	-
3	Cs 137	Sólida	Amershan	SM	2 S 147	Caja de madera	4,44E+08	1/4/1985	30,17	2,11E+08	1,00E+04
4	Co 60	Sólida	Amershan	SM	2 U 117	Caja de madera	4,24E+08	1/4/1985	5,271	6,05E+06	1,00E+05
5	Y 88	Sólida	Amershan	SM	2 Y 298	Caja de madera	4,63E+08	1/4/1985	0,291862885	2,17E-25	-
6	Na 22	Sólida	Amershan	SM	1 X 968	Caja de madera	4,10E+08	1/4/1985	2,602	7,48E+04	1,00E+06
7	Mn 54	Sólida	Amershan	SM	2 V 101	Caja de madera	4,06E+08	1/4/1985	0,854232833	1,66E-03	1,00E+06
8	Hg 203	Sólida	Amershan	SM	2 W 286	Caja de madera	7,95E+08	1/4/1985	0,128134925	9,70E-68	1,00E+05
9	Co 57	Sólida	Amershan	SM	3 T 096	Caja de madera	4,33E+08	1/4/1985	0,741977878	3,36E-05	1,00E+02
10	Sr 90	Sólida	Ecket & Ziegler	SM	AF-4958	Envase cilindro metálico	7,40E+07	17/9/2015	28,79	7,08E+07	1,00E+04
11	Na22	Sólida	Ecket & Ziegler	SM	AF-6870	Envase cilindro metálico	7,40E+07	17/9/2015	2,6	4,52E+07	1,00E+06

Ítem	RN	Estado	Marca	Modelo	Serie	Contenedor	Color	Actividad (Bq)	Fecha de referencia	t _{1/2} (años)	Actividad actual (Bq)	Nivel de exención
12	Am 241	Sólida	Amershan	SM	6538 RA	Caja amarilla plástico	Metálico	3,70E+06	8/12/2015	433	3,51E+06	1,00E+04
13	Am 241	Sólida	Amershan	SM	5202 RA	Caja amarilla plástico	Metálico	3,70E+06	8/12/2015	433	3,51E+06	1,00E+04
14	C 14	Sólida	Amershan	SM	SS	Caja negra plástico	Rosado	3,70E+06	8/12/2015	5730	3,69E+06	1,00E+07
15	I 129	Sólida	Amershan	SM	4768 MJ	Caja de madera	Café	3,70E+06	8/12/2015	16000000	3,70E+06	1,00E+05
16	Cs 137	Sólida	Amershan	SM	3260 MT	Caja de madera	Amarillo	3,70E+06	8/12/2015	30,17	1,74E+06	1,00E+04
17	Co 60	Sólida	Amershan	SM	4118 MT	Caja de madera	Verde	3,70E+06	8/12/2015	5,271	4,89E+04	1,00E+05
18	Co 57	Sólida	Amershan	SM	5519 MT	Caja de madera	Negro	3,70E+06	8/12/2015	0,741977878	1,66E-07	1,00E+02
19	Ba 133	Sólida	Amershan	SM	2192 MT	Caja de madera	Blanco	3,70E+06	8/12/2015	10,7	4,39E+05	-
20	Cs 137	Líquida	Ecket & Ziegler	SM	CDRB1385	Envase de vidrio cerrado	Líquido transparente	3,70E+08	9/2/2011	30,25	3,15E+08	1,00E+04

Realizado por: Estefanía Miranda

4.3 Dosis medidas en prácticas de laboratorio y cálculo de dosis anual

Para la determinar la dosis efectiva en las prácticas de laboratorio y estimación de la dosis anual, se probó el sistema el 9 de enero de 2018 a las 16h7min, en la fase inicial se consideraron dos prácticas de laboratorio realizadas en el LTN, las guías para la realización de estas se encuentran en el Anexo E. La primera consiste en la medida de dosis de radiación en zonas ambientales y la segunda la estimación de dosis efectiva utilizando fuentes alfa, beta, gamma y positrones, las fuentes son ^{241}Am , ^{90}Sr , ^{137}Cs y ^{22}Na respectivamente.

4.3.1 Determinación de dosis de radiación en zonas ambientales

El monitoreo se realizó con una técnica de zigzag dentro del Laboratorio de Técnicas Nucleares, dividiéndolo en cinco puntos para tomar las medidas de tasa de dosis y en la campana de gases donde se encuentran algunas fuentes radiactivas, la altura para todos los puntos es la misma teniendo como referencia la altura de los mesones de 0.88 m. En la figura 1-4 se observa los puntos de monitoreo identificados con letras de acuerdo con el orden de medición.

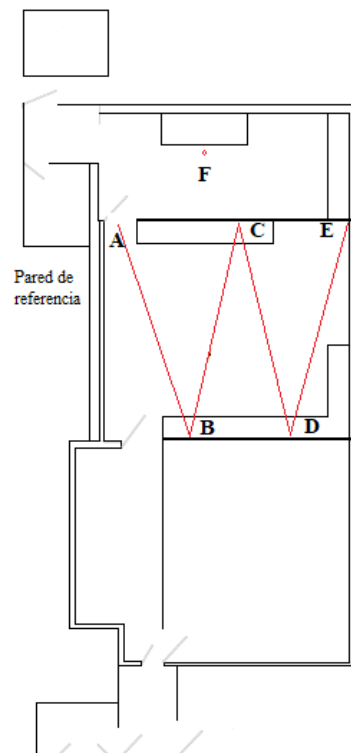


Figura 1-4. Puntos de medida siguiendo patrón en zigzag.

Fuente: Estefanía Miranda

De acuerdo con la Tabla 2-2 las medidas del LTN son de largo 6.49 m, de ancho 5.78 m y de alto 3.46 m. La distancia para el punto A es a 0.03 m desde la pared hasta el lugar donde se

ubica el detector, el punto B a 1.29 m desde la pared al detector, el punto C a 2.58 m de la pared al detector, el punto D a una distancia de 3.87 m del detector a la pared, el punto E a 6.45 m de la pared de referencia al detector, y el punto F se encuentra en la habitación contigua.

Tabla 3-4. Lecturas realizadas siguiendo patrón de zigzag.

Puntos	Representación	Distancia (m)	Altura (m)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
Punto 1	A	0,03	0,88	0,08
Punto 2	B	1,29	0,88	0,07
Punto 3	C	2,58	0,88	0,08
Punto 4	D	3,87	0,88	0,08
Punto 5	E	6,45	0,88	0,09
Punto 6	F	0,03	0,88	0,11
Promedio				0,085

Realizado por: Estefanía Miranda

Las lecturas tomadas en los puntos trazados están registradas en la tabla 16, el promedio obtenido de las medidas de tasa de dosis es $0.085 \mu\text{Sv/h}$, no debemos olvidar que el detector al ser calibrado tiene un factor de calibración de 0.96, por lo que la tasa de dosis será:

Tasa de dosis media del detector (\dot{D}): $0.085 \mu\text{Sv/h}$

Factor de calibración: 0.96

Tasa de dosis = Tasa de dosis media del detector * Factor de calibración

$$Tasa\ de\ dosis = 0.0845 \frac{\mu\text{Sv}}{\text{h}} * 0.96$$

$$Tasa\ de\ dosis = 0.0811 \frac{\mu\text{Sv}}{\text{h}}$$

Para calcular la dosis es necesario haber registrado el tiempo de realización de la práctica, el inicio fue a las 16h18min y la finalización a las 16h41min.

Tasa de dosis (\dot{D}): $0.0811 \mu\text{Sv/h}$

Tiempo de permanencia (t): 0.383 horas

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.085 \frac{\mu Sv}{h}\right) (0.383h)$$

$$D = 0.031 \mu Sv$$

La dosis ambiental del laboratorio es 0.031 μSv durante los 23 minutos que transcurrió la práctica.

Ahora si realizamos una estimación de dosis anual obtendríamos:

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.0811 $\mu Sv/h$

Tiempo de permanencia (t): 365.24 días

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.0811 \frac{\mu Sv}{h} \cdot \frac{1mSv}{1000\mu Sv}\right) \left(365.24 \text{ dias} \cdot \frac{24 h}{\text{dia}}\right)$$

$$D = 0.711 mSv$$

Es decir que asumiendo la permanencia de una persona en el LTN todo el tiempo, recibiría una dosis efectiva de 0.711 mSv. Esto resulta estar dentro del rango aceptable para público que es de máximo 1 mSv en un año.

4.3.2 Estimación de dosis efectiva utilizando fuentes alfa, beta, gamma y positrones.

Las fuentes seleccionadas para realizar la práctica fueron ^{241}Am , ^{90}Sr , ^{137}Cs y ^{22}Na , las características de cada una de estas fuentes se encuentran detalladas en el Tabla 2-4 de caracterización de fuentes. Debido a la cubierta del detector no se pudo emplear la fuente alfa de ^{241}Am porque la lámina de vidrio que se interpone entre el tubo GM y la fuente bloquea el paso de este tipo de radiación. Con las fuentes beta y de positrones se realizó las medidas a una distancia de 25 cm y 50 cm, y con la fuente gamma a 25 cm, 50 cm y 100 cm.

4.3.2.1. Cálculo y estimación de dosis con una fuente beta

Tabla 4-4. Medidas realizadas con la fuente beta.

Fuente	Distancia (m)	Lecturas de Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Tasa de dosis Promedio ($\mu\text{Sv/h}$)	Tasa de dosis * Factor de calibración (0.96) ($\mu\text{Sv/h}$)
⁹⁰ Sr	0.25	0.14	0.153	0.147
		0.17		
		0.17		
		0.09		
		0.22		
		0.17		
		0.16		
		0.17		
		0.07		
		0.17		
	0.50	0.08	0.085	0.082
		0.05		
		0.07		
		0.08		
		0.09		
		0.12		
		0.07		
		0.11		
		0.14		
0.12				

Realizado por: Estefanía Miranda

Para calcular la dosis es necesario haber registrado el tiempo de realización de la práctica, en este caso fue de 12 min y a una distancia de 0.25 m. También es importante al momento de considerar la dosis que arroja el detector de multiplicarlo por el factor de ponderación de la radiación pues estamos utilizando una fuente de radiación corpuscular, el factor de ponderación para electrones es de 1.

Factor de ponderación de la radiación: 1

Distancia 0.25 m

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.147 $\mu\text{Sv/h}$

Tiempo de permanencia (t): 12/60 horas

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.147 \frac{\mu Sv}{h}\right)(0.2h)$$

$$D = 0.029 \mu Sv$$

La dosis recibida asumiendo que el estudiante trabaja a 0.25 m es de 0.029 μSv durante los 12 minutos que transcurre la práctica.

Para hacer una estimación de dosis anual con la fuente beta asumimos que un individuo permanece todo el tiempo a esa distancia y bajo la acción de la fuente radiactiva.

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.147 $\mu Sv/h$

Tiempo de permanencia (t): 365.24 días

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.147 \frac{\mu Sv}{h} \cdot \frac{1mSv}{1000\mu Sv}\right) \left(365.24 \text{ dias} \cdot \frac{24 h}{\text{dia}}\right)$$

$$D = 1.289 mSv$$

Es decir que asumiendo la permanencia de una persona en el LTN todo el tiempo, recibiría una dosis efectiva de 1.289 mSv. Esto resulta estar ligeramente sobre del rango aceptable para público que es de máximo 1 mSv en un año.

De igual manera podemos calcular asumiendo una distancia de 0.5 m con lo que obtenemos:

Distancia 0.50 m

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.082 $\mu Sv/h$

Tiempo de permanencia (t): 12/60 horas

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.082 \frac{\mu Sv}{h}\right)(0.2h)$$

$$D = 0.016 \mu Sv$$

La dosis recibida asumiendo que el estudiante trabaja a 0.016 m es de 0.016 μSv durante los 12 minutos que transcurre la práctica. A pesar de haber realizado los cálculos es obvio suponer que a esa distancia la fuente beta ya no incide en la dosis recibida por el estudiante, pues es prácticamente fondo ambiental es que se está detectando. La estimación de dosis anual a esta distancia es la misma que del fondo ambiental del laboratorio calculado previamente.

4.3.2.2. Cálculo y estimación de dosis con una fuente gamma

Tabla 5-4. Medidas realizadas con la fuente gamma

Fuente	Distancia (m)	Lecturas de Tasa de dosis ($\mu Sv/h$)	Tasa de dosis Promedio ($\mu Sv/h$)	Tasa de dosis * Factor de calibración (0.96) ($\mu Sv/h$)
¹³⁷ Cs	0.25	0.44	0.487	0.468
		0.51		
		0.49		
		0.43		
		0.6		
		0.49		
		0.5		
		0.49		
		0.49		
	0.50	0.12	0.11	0.106
		0.13		
		0.11		
		0.10		
		0.11		
		0.16		
		0.11		
		0.10		
		0.12		
	1	0.08	0.093	0.0893
0.08				
0.10				
0.11				
0.14				
0.06				

		0.08		
		0.13		
		0.07		
		0.08		

Realizado por: Estefanía Miranda

El tiempo de realización de la práctica, en este caso fue de 10 min, para una distancia de 0.25 m. También es importante al momento de considerar la dosis que arroja el detector de multiplicarlo por el factor de ponderación de la radiación pues estamos utilizando una fuente de radiación corpuscular, el factor de ponderación para fotones es 1.

Factor de ponderación de la radiación: 1

Distancia 0.25 m

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.468 $\mu\text{Sv/h}$

Tiempo de permanencia (t): 10/60 horas

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.465 \frac{\mu\text{Sv}}{h}\right) (0.17h)$$

$$D = 0.078 \mu\text{Sv}$$

La dosis recibida asumiendo que el estudiante trabaja a 0.25 m es de 0.078 μSv durante los 10 minutos que transcurre la práctica.

Para hacer una estimación de dosis anual con la fuente gamma asumimos que un individuo permanece todo el tiempo a esa distancia y bajo la acción de la fuente radiactiva.

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.465 $\mu\text{Sv/h}$

Tiempo de permanencia (t): 365.24 días

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.465 \frac{\mu\text{Sv}}{h} \cdot \frac{1\text{mSv}}{1000\mu\text{Sv}}\right) \left(365.24 \text{ dias} \cdot \frac{24 \text{ h}}{\text{dia}}\right)$$

$$D = 4.076 \text{ mSv}$$

Es decir que asumiendo la permanencia de una persona en el LTN todo el tiempo, recibiría una dosis efectiva de 4.076 mSv. Esto resulta ser 4 veces el límite aceptable para público que es de máximo 1 mSv en un año.

De igual manera podemos calcular asumiendo una distancia de 0.5 m con lo que obtenemos:

Distancia 0.50 m

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.096 $\mu\text{Sv/h}$

Tiempo de permanencia (t): 10/60 horas

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.106 \frac{\mu\text{Sv}}{h}\right) (0.17h)$$

$$D = 0.018 \mu\text{Sv}$$

La dosis recibida asumiendo que el estudiante trabaja a 0.50 m es de 0.018 μSv durante los 10 minutos que transcurre la práctica.

La intensidad de la fuente a esa distancia resulta ser ligeramente mayor que el fondo ambiental radiactivo. Si restamos el fondo ambiental obtenido anteriormente con el medido a 0.50 m, tendremos:

$$0.106 \mu\text{Sv/h} - 0.0811 \mu\text{Sv/h} = 0.025 \mu\text{Sv/h}$$

Es decir que 0.025 $\mu\text{Sv/h}$ del total de la tasa de dosis a 0.5 m corresponde o están influenciados por la fuente gamma. Es importante que en cualquier monitoreo radiológico siempre se reste el fondo ambiental, el cual debe ser medido antes de la práctica de laboratorio para comprobarlo con el valor de referencia, ya determinado para el lugar, en este caso 0.0811 $\mu\text{Sv/h}$.

A 1m de distancia la fuente gamma ya no tiene influencia en las lecturas, y tasa de dosis media medida 0.0893 $\mu\text{Sv/h}$ es prácticamente el fondo ambiental radiactivo del laboratorio.

4.3.2.3 Cálculo y estimación de dosis con una fuente de positrones

Tabla 6-4. Medidas realizadas con la fuente de positrones

Fuente	Distancia (cm)	Lecturas de Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Tasa de dosis Promedio ($\mu\text{Sv/h}$)	Tasa de dosis * Factor de calibración (0.96)
^{22}Na	0.25	0.23	0.222	0.213
		0.22		
		0.20		
		0.29		
		0.23		
		0.23		
		0.23		
		0.19		
		0.20		
		0.20		
	0.50	0.09	0.083	0.080
		0.08		
		0.07		
		0.08		
		0.09		
		0.08		
		0.07		
		0.11		
		0.09		
0.07				

Realizado por: Estefanía Miranda

El tiempo de realización de la práctica, en este caso fue de 12 min para una distancia de 0.25 m. También es importante al momento de considerar la dosis que arroja el detector de multiplicarlo por el factor de ponderación de la radiación pues estamos utilizando una fuente de radiación corpuscular, el factor de ponderación para positrones es 1.

Factor de ponderación de la radiación: 1

Distancia 0.25 m

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.213 $\mu\text{Sv/h}$

Tiempo de permanencia (t): 12/60 horas

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.213 \frac{\mu Sv}{h}\right) (0.20h)$$

$$D = 0.043 \mu Sv$$

La dosis recibida asumiendo que el estudiante trabaja a 0.25 m es de 0.043 μSv durante los 12 minutos que transcurre la práctica.

Para hacer una estimación de dosis anual con la fuente gamma asumimos que un individuo permanece todo el tiempo a esa distancia y bajo la acción de la fuente radiactiva.

Tasa de dosis (\dot{D}): 0.213 $\mu Sv/h$

Tiempo de permanencia (t): 365.24 días

$$D = \dot{D} * t$$

$$D = \left(0.213 \frac{\mu Sv}{h} \cdot \frac{1mSv}{1000\mu Sv}\right) \left(365.24 \text{ dias} \cdot \frac{24 h}{\text{dia}}\right)$$

$$D = 0.374 mSv$$

Es decir que asumiendo la permanencia de una persona en el LTN todo el tiempo, recibiría una dosis efectiva de 0.374 mSv. Esto resulta ser apenas la tercera parte del límite aceptable para público que es de máximo 1 mSv en un año.

A 0.5 m de distancia la fuente de positrones ya no tiene influencia en las lecturas, y tasa de dosis media medida 0.080 $\mu Sv/h$ es prácticamente el fondo ambiental radiactivo del laboratorio.

Todos los cálculos descritos se pueden realizar usando la hoja de cálculo electrónica. Para el uso de esta se ha elaborado un Manual de Uso que se encuentra como Anexo D. donde además se detalla el uso y mantenimiento adecuado del detector ensamblado para este complementar el Sistema de monitoreo de la radiación.

4.3.3 Optimización de la práctica y mejoramiento continuo

El laboratorio debe, tener personal directivo y técnico que tenga, independientemente de toda otra responsabilidad, la autoridad y los recursos necesarios para desempeñar sus tareas, incluida la implementación, el mantenimiento y la mejora del sistema de gestión, y para identificar la ocurrencia de desvíos del sistema de gestión o de los procedimientos de ensayo o de calibración, e iniciar acciones destinadas a prevenir o minimizar dichos desvíos. (ISO, 2005, p. 2)

Al menos el sistema deberá ser revisado y actualizado cada año por el técnico docente del LTN, para generar una mejora continua en todos los procedimientos buscando la seguridad y la calidad en las prácticas que se realizan. Es decir, que el sistema debe estar en constante mejora, principalmente por los usuarios quienes deberán informar a la parte directiva todos los asuntos y necesidades del laboratorio en competencia a seguridad radiológica.

4.3.3.1 Recomendaciones para el personal del laboratorio

Recomendaciones administrativas

- Obtener la licencia institucional.
- Señalizar las áreas de trabajo.
- Designar un oficial de seguridad radiológica.
- Dar de baja equipos obsoletos.

Recomendaciones técnicas

- Realizar monitores mensuales.
- Trabajar con una sola fuente a la vez.
- Ventilar el laboratorio.
- Mantener las fuentes almacenadas en el bunker.

Recomendaciones radiológicas

- Capacitar al personal en materia de protección radiológica.
- Realizar simulacros.
- Realizar la estimación de dosis.
- Al trabajar con las fuentes radiactivas utilizar guantes.

- Determinar si es necesario usar un blindaje adicional.

4.3.4 Clasificación de área y personal

Los siguientes puntos resultan de optimizar la práctica, al definir las zonas controladas y clasificar al personal estamos asegurándonos que reciben la menor dosis cumpliendo el principio de ALARA.

Para esta clasificación se toma en cuenta las estimaciones realizadas con cada una de las fuentes en las prácticas de laboratorio la Tabla 7-4, nos muestra un resumen de esto:

Tabla 7-4. Resumen de tasas de dosis según fuente radiactiva

Fuente	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Tasa de dosis (mSv/año)
Fondo	0.085	0.711
Beta 0.25 m	0.147	1.289
Beta 0.5 m	0.082	--
Gamma 0.25 m	0.465	4.076
Gamma 0.5 m	0.106	0.018
Gamma 1 m	0.089	--
Positrones 0.25 m	0.213	0.372
Positrones 0.5 m	0.080	--

Realizado por: Estefanía Miranda

Para que una zona sea considerada como Controlada debe existir la probabilidad de que en el lugar un individuo sea expuesto a una dosis que exceda los 6 mSv al año. La tabla 7-4, nos muestra que la fuente gamma a 0.25 m llega 4.076 mSv al año. Si consideramos trabajar con todas las fuentes al mismo tiempo, la tasa de dosis total es la suma de todas las dosis provenientes de cada fuente más el fondo ambiental radiactivo, es decir que sí se sobrepasa el límite de 6 mSv al año. Por lo que el área de trabajo y la zona donde se destine para almacenar las fuentes debe ser definida como ZONA CONTROLADA, el resto de la instalación deberá ser considerada como ZONA VIGILADA.

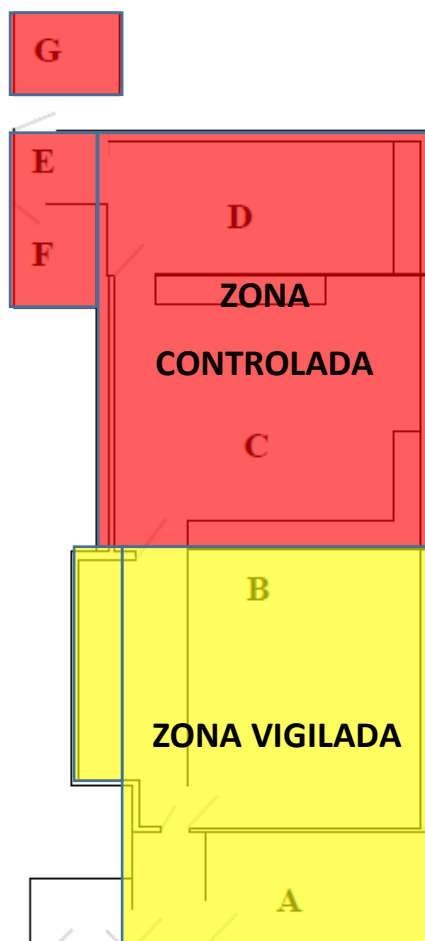


Figura 2-4. Clasificación de áreas del Laboratorio de Técnicas Nucleares.

Realizado por: Estefanía Miranda

Los trabajadores del LTN, al trabajar en una zona controlada tiene denominación de CATEGORÍA A y deben cumplir con toda la normativa nacional para la obtención de las licencias personales para trabajo con fuentes radiactivas. Deben contratar el servicio de dosimetría por un laboratorio acreditado por la SCAN. Todos los responsables de seguridad radiológica según sus responsabilidades deben gestionar el licenciamiento del LTN, cumpliendo los requisitos que se requieren para ello.

El registro de la tasa de dosis que entregue el servicio de dosimetría contratado es importante para ir revisando que los usuarios del laboratorio no sobrepasen los límites establecidos, además es importante tener un registro o expediente donde se lleve un control de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, la SCAN exige se tengan estos registros, a continuación, se propone un formato de expediente para llevar estos registros.

Formato: Expediente del personal ocupacionalmente expuesto del LTN.

EXPEDIENTE POE LTN			No.	01
Nombres:				
Apellidos:				
No. Cedula:				
Teléfono Celular:				
Dirección particular:		Teléfono		
Familiar de contacto		Teléfono		
Título profesional:	Biofísico	Cargo:	Técnico Docente	
Licencia SCAN No.	Q-4862	Expira:		
Autorización como OSR	Q-4862	Expira:		
Fecha de inicio del trabajo con radiaciones:		Institución		
Tipo de radiación que está expuesto				
Alfa: <input checked="" type="checkbox"/> Beta: <input checked="" type="checkbox"/> Gamma: <input checked="" type="checkbox"/> Neutrones: <input type="checkbox"/> Rayos X: <input type="checkbox"/> Otra: <input type="checkbox"/>				
Tipo de fuente				
Sellada <input checked="" type="checkbox"/> Abierta <input checked="" type="checkbox"/>				
BREVE DESCRIPCIÓN DEL TRABAJO QUE REALIZA CON LOS RADIONÚCLIDOS:				
Calibración de detectores de radiación ionizante				
Irradiaciones de muestras/dosímetros				
Elaboración de manuales y procedimientos				
Gestión de desechos y fuentes radiactivas en desuso				
CAPACITACIÓN EN EL ÁREA				
NOMBRE DEL EVENTO	Fecha	Lugar	Horas	

TRABAJOS REALIZADOS ANTERIORMENTE CON RADIACIONES IONIZANTES								
Entidad	Actividad Realizada				Periodo		Dosis acumulada	
					Desde	Hasta	[mSv]	
---	---				---	---	---	
DOSIMETRÍA <i>Ingresar valor en mSv y la fecha</i>								
BI	BII	BII	BVI	BV	BVI	Σanual	Σacu	Obs.
SE ANEXA LA SIGUIENTE INFORMACIÓN:								
COPIA DE EXÁMENES MÉDICOS. COPIA DE EXÁMENES PSICOLÓGICOS								
Resultados del control de la dosis efectiva se anexan las copias de los reportes de dosimetría personal realizados por el Laboratorio de Dosimetría Personal de la institución.								

CONCLUSIONES

- Se revisó la literatura y documentación referente a detección y monitoreo de radiación ionizante enfocado en la protección radiológica del personal, determinando que existe información disponible a nivel internacional pero en nuestro país aún falta profundizar sobre este tema, siendo responsabilidad del estado y de la Autoridad Reguladora actualizar el Reglamento de Seguridad Radiológica que data de 1979.
- Un sistema de monitoreo y control de la radiación es un conjunto de elementos que interactúan entre sí, con el fin de proteger a los trabajadores ocupacionalmente expuestos, al público y al medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Cada parte que integra este sistema puede ser mejorada buscando cumplir con los principios de la protección radiológica.
- Se diseñó y construyó el sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante para el Laboratorio de Técnicas Nucleares de la ESPOCH, partiendo de una línea base es decir analizando el estado actual del laboratorio. Se encontró que este no posee licencia de operación a pesar de contar con 8 fuentes radiactivas que aún están bajo el control de la Autoridad Reguladora. Estas deberán cumplir con todos los requisitos para su manipulación y almacenamiento, los docentes y técnicos docentes deben obtener y mantener vigente sus licencias de operación.
- Es posible ensamblar un detector de bajo costo, adquiriendo las partes por internet y con ayuda de una hoja electrónica es viable además almacenar los datos para diferentes tipos de cálculos, útiles en protección radiológica como el tiempo de exposición y la tasa de dosis, los cuales nos permitirán hacer cálculos y estimaciones de dosis recibidas.
- Se implementó el sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante en el Laboratorio de Técnicas Nucleares realizando dos prácticas de las cátedras que utilizan el laboratorio, midiendo radiación de fondo y estimando dosis efectiva con fuentes alfa, beta, gamma y positrones. Empleando la hoja de cálculo electrónica se estableció la dosis y basado en su resultado se clasificó las zonas y el personal.
- En las prácticas monitoreadas se comprueba que el fondo radiactivo medio es de 0.085 $\mu\text{Sv/h}$ por lo que la estimación de la dosis anual será aproximadamente 0.711 mSv. La

fuelle beta solo influye hasta unos 25 cm con una tasa de dosis de 0.147 $\mu\text{Sv/h}$, con lo que se estima una dosis anual de 1.289 mSv. La fuente gamma deja de influir a 1m de distancia y a 25 cm posee una tasa de dosis de 0.465, con lo que se estima una dosis anual de 4.076 mSv. La fuente de positrones deja de influir a 50cm de distancia y a 25 cm posee una tasa de dosis de 0.213, con lo que se estima una dosis anual de 0.372 mSv. Es preferible trabajar solo con una fuente a la vez para así no sumar dosis, a las distancias donde no haya influencia ambiental de las fuentes, si se entra en el campo de influencia es preferible hacerlo utilizando un menor tiempo.

- El monitoreo de áreas determino que la zona del laboratorio y bodega son definidas como áreas controladas al existir la probabilidad de superar los 6 mSv/año. Las zonas anexas como aula y oficina son definidas como zonas no controladas, pero bajo supervisión del responsable del laboratorio.

RECOMENDACIONES

- El sistema de monitoreo y detección de la radiación se debe articular con las responsabilidades en materia de seguridad radiológica que tienen todos los involucrados con el LTN, desde las autoridades administrativas hasta los docentes tutores de las prácticas y los estudiantes, deberá estar detallados por escrito tal como exige la autoridad reguladora.
- La mayoría de fuentes radiactivas existentes en el LTN han decaído y ya no son viables para la realización de prácticas con ellas, por lo que deben ser segregadas de las fuentes que están sobre los niveles de control.
- La electrónica del detector de radiación LTN 1.0 puede ser mejorada para proveerle de mayor sensibilidad y mejorar el alcance. La comunicación entre el detector y el procesador puede ser inalámbrica si se adquiere los componentes necesarios.
- Optimizar la seguridad física del laboratorio para restringir el acceso de miembros del público.

BIBLIOGRAFÍA

ALCARAZ, M. Detección de Radiación Ionizante. Murcia-España, 2016, p. 2.

ATTIX, F. Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry. Canada: John Wiley & Sons, 1986, pp.

BRITISH BROADCASTING CORPORATION. Detecting radiation using a Geiger-Muller tube. [En línea]. Londres, 2014. [Consulta: 13 noviembre 2016]. Disponible en: http://www.bbc.co.uk/bitesize/standard/physics/health_physics/nuclear_radiation/revision/5/

CAMPBELL, J; et al. Detección y Medida de la Radiación. [En línea]. México, 1995, Primera edición. [Consulta: 15 noviembre 2016]. Disponible en: http://bibliotecadigital.ilce.edu.mx/sites/ciencia/volumen2/ciencia3/094/htm/sec_8.htm

CASAL, E. Manual de Protección Radiológica. Valencia-España: Universitat de Valencia, 2011, pp. 12-15.

CASTRO, R. Estudio e Implementación de un Convertidor Analógico Digital y Digital Analógico Sigma Delta [En línea] (tesis) (Grado) Universidad Politécnica de Catalunya, Barcelona, España. 2015, p. 16. [Consulta: 11 octubre 2017]. Disponible en: <http://hdl.handle.net/2117/89044>

CENTRO NACIONAL DE PREVENCIÓN DE DESASTRES. Control de la exposición. Manual del Participante, Protección Radiológica para Instructores del PERE. México, 2014, pp. 8-10.

CHICA, U. Procedimientos Operacionales de Protección Radiológica para la Irradiación Externa. Curso de Protección Radiológica para el Manejo de Material Radiactivo. Bogotá-Colombia: INGEOMINAS, 2002, pp. 52-58.

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR. Detección y Dosimetría de la Radiación. [En línea]. España, 2009, pp. 7-11. [Consulta: 04 diciembre 2016]. Disponible en: http://csn.ciemat.es/MDCSN/recursos/ficheros_md/537701088_2411200913237.pdf

DINO, J. Thermoluminescent Radiation Detector. [En línea]. USA: NASA, 2008. [Consulta: 10 diciembre 2016]. Disponible en: <https://www.nasa.gov/centers/ames/news/releases/2001/01images/thermolum/thermolum.html>

EBAY. Nos and Tested Geiger Muller Tube Counter (from USSR military store). [En línea]. Ucrania, 2017. [Consulta: 23 de agosto 2017]. Disponible en: http://vi.vipr.ebaydesc.com/ws/eBayISAPI.dll?ViewItemDescV4&item=192073224576&t=1475777233000&tid=10&category=58289&seller=dosimeters_radiometers_counters&excSoj=1&excTrk=1&lsite=0&itenable=true&domain=ebay.com&descgauge=1&cspheader=1&oneClk=1&secureDesc=0

ECUADOR. MINISTERIO DE ELECTRICIDAD Y ENERGÍA RENOVABLE. Emisión de Licencias Institucionales y Personales de Seguridad Radiológica. [En línea] Ecuador [Consulta: 11 mayo 2017]. Disponible en: <http://www.energia.gob.ec/wp-content/uploads/2015/03/Emisio%CC%81n-de-Licencias-Institucionales-de-Seguridad-Radiolo%CC%81gica.pdf>

ECUADOR. SUBSECRETARIA DE CONTROL Y ACTIVIDADES NUCLEARES. Reglamento de Seguridad Radiológica. [En línea] Ecuador, 1979, pp. 2, 6, 7, 10. [Consulta: 24 noviembre 2016]. Disponible en: <http://www.energia.gob.ec/wp-content/uploads/2016/06/REGLAMENTO-DE-SEGURIDAD-RADIOLOGICA.pdf>

ERRICO, L. Apéndice II: Montaje y prueba de funcionamiento de las unidades detectoras. [En línea]. Argentina, 2014, pp. 189-208. [Consulta: 10 enero 2017]. Disponible en: <http://www.fisica.unlp.edu.ar/materias/radioactividad/apuntes/Detectores.pdf>

FLAKUS, F. Detección y Medición de las Radiaciones Ionizantes: historia sucinta. OIEA, 1995, pp. 31-36.

FLORENZA, E. Sistema de Detección de Radiaciones Ionizantes. [En línea], 2002, pp. 37,38. [Consulta: 10 enero 2017]. Disponible en: <http://deeea.urv.cat/public/PROPOSTES/pub/pdf/173pub.pdf>

GARAVITO, J. Magnitudes y Unidades Dosimétricas. Curso de Protección Radiológica para el manejo de material radiactivo. Bogotá-Colombia, 2002, pp. 25-32.

GÓMEZ, F. Dosimetría y Radioprotección. La Coruña-España, 2008, pp.1-4.

GRUPEN, C.; & SHWARTZ, B. Particle Detectors. New York-USA: Cambridge, 2008, pp. 62, 63, 122-130, 390-395.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Las recomendaciones 2007 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica. Madrid-España: Senda, 2007, pp. 33-36, 39, 45, 56-63, 78-83, 86-88, 141, 257, 258.

INSTITUTO BALSEIRO. Principios de Detección de la Radiación. Río Negro-Argentina, 2015, pp. 5-6.

INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION. ISO/IEC 17025 Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y de calibración. Suiza, 2005, p. 2.

KNOLL, G. Radiation Detection and Measurement. New York-USA: John Wiley & Sons, 1979, pp. 201, 202, 207, 208, 353-400.

LEO, W. Techniques for Nuclear and Particles Physics Experiments. Berlín-Alemania: Springer-Verlag, 1987, p. 112.

MARTÍNEZ, P. Detectores de Centelleo. [En línea], 2004. [Consulta: 11 enero 2017]. Disponible en: <http://rabfis15.uco.es/ermuna.net/tutorial/detectores/centelleo.htm>

MORALES, J. Introducción a los Detectores. [En línea], 2013, pp. 5-9. [Consulta: 11 enero 2017]. Disponible en:
https://www.google.com.ec/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=1&cad=rja&uact=8&ved=0ahUKEwiooq_DwsbWAhXDSyYKHY9mA3kQFgglMAA&url=https%3A%2F%2Fwwf.w.u-cursos.cl%2Ffaciqyf%2F2013%2F1%2FFCQF059%2F1%2Fmaterial_docente%2Fbajar%3Fid_material%3D723977&usg=AFQjCNHVjDBcm3JPu5ItvuyStdFnkGa18g

OLAYA, H.; & CASALLAS, G. Curso de Protección Radiológica para el Manejo de Material Radiactivo. Instrumentación en Protección Radiológica. Bogotá-Colombia: INGEOMINAS, 2001, pp. 61-70.

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Aplicación de los Conceptos de Exclusión, Exención y Dispensa. Colección de Normas de Seguridad del OIEA N° RS-G-1.7. Viena, 2007, p. 6.

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Taller sobre evaluación de seguridad en instalaciones radiactivas. Procedimiento general para cálculo de blindaje. Viena, 2008, pp. 4, 7.

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Normas de seguridad del OIEA para la protección de las personas y el medio ambiente: Clasificación de las fuentes radiactivas. Viena, 2009, p. 52.

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Radiation Protection of Patients RPOP. [En línea] Viena, 2010, p. 68. [Consulta: 12 noviembre 2016]. Disponible en: <https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/AdditionalResources/Training/training-material-es/Nuclear-medicine.htm>

ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación: Normas Básicas Internacionales de Seguridad. Viena, 2011, pp. 1, 17, 18, 39, 40, 93.

ORGANIZACIÓN INTERNACIONAL DEL TRABAJO. Convenio sobre la Protección contra las Radiaciones. [En línea] Ginebra, 1960. [Consulta: 06 febrero 2017]. Disponible en: http://www.ilo.org/dyn/normlex/es/f?p=NORMLEXPUB:12100:0::NO::P12100_ILO_CODE:C115

ORTIZ, R. Sistemas de Conversión Analógica Digital. 2004, pp.71-75.

OXFORD. Sistema. [En línea] [Consulta: 06 febrero 2017]. Disponible en: <https://es.oxforddictionaries.com/definicion/sistema>

PARKS, E. Radioactive Half-life of Barium-137m. Tennessee, 2001, pp.1-4.

RH ELECTRONICS. Geiger Counter Radiation Detector DIY Kit Arduino Compatible ver. 3.00 w/o GM Tube. [En línea] Israel, 2014. [Consulta: 29 mayo 2017]. Disponible en: <http://www.rhelectronics.net/store/radiation-detector-geiger-counter-diy-kit-second-edition.html>

TSOULFANIDIS, N. Measurement and Detection of Radiation. Washington-USA: Taylor & Francis, 1995, pp. 179-181, 199-201, 337-342.

UDÍAS, J. Detectores Gaseosos. Madrid-España. [En línea] [Consulta: 28 noviembre 2016]. Disponible en: http://nuclear.fis.ucm.es/webgrupo/labo/Lab_Detector_Gaseoso.html#geiger

UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Dose Monitoring and Recording Practices. Sources and Effects of Ionizing Radiation, Annex E: Occupational Radiation Exposures. New York-USA: United Nations, 2000, p. 8.

ANEXO A: Kit para experimentos de espectroscopia beta.

Inventario del Laboratorio de Técnicas Nucleares										
Número	Código	Nombre	Descripción	Estado	Marca	Serie	Modelo	Color	Observación	Ubicación
77	106242	Kit de elementos para experimentos de espectroscopia beta	Teslametro (13610-93)	Bueno	PHYWE	191400494344	13610-93	Azul con Blanco	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Fuente de alimentación universal	Bueno	PHYWE	411400503252	13500-93	Azul con Blanco	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Contador Geiger Müller	Malo	PHYWE	371400500173	13606-99	Azul con Blanco	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Tubo contador tipo A	Bueno	PHYWE		09025-11	Metálico	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Espectroscopio Beta	Bueno	PHYWE		09104-00	Metálico	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Sonda de HALL tangencial con protección	Bueno	PHYWE	361400499670	13606-99	Beige con negro	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal

			Dispositivo de sujeción	Bueno	PHYWE		05506-00	Metálico	revisar Modelo especificado	Mesón de habitación principal
			Bobina 600 Espirales	Bueno	PHYWE		05414-01	Azul	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Núcleo en U Laminado	Bueno	PHYWE		06501-00	Metálico	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Multímetro digital 2005	Bueno	PHYWE	999644324	PECK TECH	Azul	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Yugo laminado	Bueno	PHYWE		06500-00	Azul	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			NUCLEO DE HIERRO DIA.40 ALT.25 mm	Bueno	PHYWE		06490-01	Metálico	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Cable blindado BNC, LONG. 750 mm	Bueno	PHYWE		07542-11	Negro	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Cable de conexión, 32 A, 500 mm, Rojo	Bueno	PHYWE		07361-01	Rojo	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal

			Cable de conexión, 32 A, 500 mm, Azul cantidad 2	Bueno	PHYWE		07361-01	Azul	Solo existe uno completo	Mesón de habitación principal
--	--	--	--	-------	-------	--	----------	------	-----------------------------	-------------------------------------

Fuente. Laboratorio de Física Nuclear

ANEXO B: Kit para experimentos de vida media y equilibrio radiactivo con cobra 3.

Inventario del laboratorio de Técnicas Nucleares											
Número	Código	Nombre	Descripción	Estado	Marca	Serie	Modelo	Color	Observación	Ubicación	
78	106243	Kit de elementos para experimentos de vida media y equilibrio radiactivo con cobra 3	Interfaz Cobra 3 unidad básica USB	Bueno	PHYWE	301300468787	12150-50	Azul con blanco	No tiene cable para conectar al computador	Mesón de habitación principal	
			Tubo contador Geiger Müller Tipo A	Bueno	PHYWE	281400497494	09025-11	Metálico	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal	
			Modulo para tubo contador	Bueno	PHYWE	491200439018	12106-00	Azul con blanco	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal colocado en interfaz cobra 3	
			Software cobra 3 radioactivity							No existe en el laboratorio	
			Placa de montaje Radioactividad	Bueno	PHYWE		09200-00	Gris	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal	

			Fuente de alimentación 12 V -2A	Bueno	PHYWE		134521-9	Negro	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Soporte bandeja sin imán fijación magnética	Bueno	PHYWE		09203-00	Azul	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Soporte de tubo contador sobre base con imán	Bueno	PHYWE		09201-00	Azul	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Soporte para preparado, S. Imán	Bueno	PHYWE		09202-00	Azul	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Tubos de ensayos 12*100 mm Fiolax100 PZS	Bueno	PHYWE		36307-10	Transparente	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Cable Blindado BNC, LONG. 750 MM	Bueno	PHYWE		07542-11	Negro	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal
			Tapón de Goma 10,5/14,5mm sin perf	Bueno	PHYWE			Rojo	Forma parte de un Kit	Mesón de habitación principal

Fuente. Laboratorio de Física Nuclear

ANEXO C: Informe de la SCAN con fecha 25 de abril de 2014.



Ministerio
de Electricidad
y Energía Renovable

Oficio Nro. MEER-SCAN-2014-0575-OF

Quito, D.M., 25 de abril de 2014

Asunto: Informe de Inspección de Seguridad Radiológica.

Señora Ingeniera
Rosa Elena Pinos Neira
Rectora
ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO (ESPOCH)
En su Despacho

De mi consideración:

Adjunto al presente se remite el informe de la Inspección de Seguridad Radiológica, realizada por el personal técnico de la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares del Ministerio de Electricidad y Energía Renovable, al **LABORATORIO DE TÉCNICAS NUCLEARES DE LA ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DEL CHIMBORAZO** de la ciudad de Riobamba.

En este Informe se establecen las **disposiciones** y recomendaciones que la institución debe cumplir para obtener la Licencia Institucional de Protección Radiológica, trámite que debe concluir **en un plazo de 90 días**, contados a partir de la presente fecha, a fin de enmarcarse dentro de lo que dispone el Reglamento de Seguridad Radiológica (Decreto 3640, publicado en el R.O. No. 891 del 8 de agosto de 1979).

Con sentimientos de distinguida consideración.

Atentamente,

Dra. Nancy Edith Mantilla Samaniego
SUBSECRETARIA DE CONTROL Y APLICACIONES NUCLEARES

Anexos:
- Informe de Inspección de Seguridad Radiológica.

rgae/amnr

José Tamayo 1025 y Ricardo García
Tel: + (593) 21 3976000
Cod. Postal: EC170143
www.energia.gob.ec



1. DATOS GENERALES:

RUC:	060001250001	Expediente N°:	Q-077
Razón Social:	ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DEL CHIMBORAZO		
Representante Legal:	ING. ROSA PINOS NEIRA		
Departamento:	TÉCNICAS NUCLEARES		
Jefe Departamento:	DR. SILVIO ALVAREZ		
Jefe de Laboratorio:	DR. BOLÍVAR FLORES		
Dirección:	PANA, SUR KM 1 1/2		
Teléfono:	32605909		
Ciudad:	RIOBAMBA		
Provincia:	CHIMBORAZO		
Práctica:	INVESTIGACIÓN Y ENSEÑANZA		
Fecha de inspección:	11/04/2014		

2. EMISORES DE RADIACIÓN IONIZANTE

Laboratorio no está operativo y al momento se encuentran en el proceso de inventariado para proceder al traspaso a otra unidad.

FUENTES RADIOACTIVAS El laboratorio cuenta con fuentes radioactivas de referencia y/o calibración, las mismas que se encuentran almacenadas en contenedores, ubicados en el laboratorio de Técnicas Nucleares de la ESPDCH.

CONTENEDOR	RADIOISÓTOPO	ACTIVIDAD [Ci] abril 1985	ACTIVIDAD [Ci] estimada a abril 2014	N° de Serie
CONTENEDOR 1	Am-241	10,40 µCi	9,92 µCi	1Q978
	Na-22	11,07 µCi	0,005 µCi	1X968
	Cs-137	12,00 µCi	6,19 µCi	2S147
	Co-60	15,46 µCi	0,25 µCi	2U117
	Y-88	17,59 µCi	---	2Y298
	Ba-133	11,42 µCi	0,7 µCi	1R891
	Mn-54	10,96 µCi	---	2V101
	Hg-203	21,48 µCi	34 µCi	2W286
	Co-57	11,71 µCi	---	3T096
	Cs-137	0,1 µCi	0,05 µCi	3Z60MT
CONTENEDOR 2	Co-60	0,1 µCi	0,002 µCi	4118MT
	Ba-133	0,1 µCi	0,006 µCi	2192MT
	Ir-192	0,1 µCi	0,1 µCi	4768MI
	Co-57	0,1 µCi	---	5S19MT

Se debe indicar que en el interior de la campana extractora de aire se encuentra un tacho plástico conteniendo material que de acuerdo a la referencia de Dr. Bolívar Flores (persona que atendió la inspección), es material de origen mineral que contiene Uranio, el mismo que era utilizado en prácticas docentes.

3. PERSONAL OCUPACIONALMENTE EXPUESTO

El laboratorio no se halla en operación desde hace varios años y al momento están realizando el inventario de bienes para traspaso a otra unidad.

4. DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN, EQUIPOS - SEGURIDADES

ALMACENAMIENTO DE FUENTES:

Fuentes se hallan almacenadas en dos contenedores de madera que por la actividad que tienen, no requieren de instalación en especial, cuya custodia se encuentra bajo la responsabilidad de Dr. Bolívar Flores.

Realizadas las mediciones de niveles de radiación en los contenedores, se estableció que las mismas presentan niveles aceptables de exposición.

5. DISPOSICIONES Y RECOMENDACIONES DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA:

La Dirección de Licenciamiento y Protección Radiológica establece las siguientes DISPOSICIONES que la instalación debe cumplir a fin de enmarcarse en el Reglamento de Seguridad Radiológica (Expedido según Decreto Ejecutivo Nº 3640, R.O. Nº 891 de 8 de Agosto de 1979).



Ministerio de Electricidad y Energía Renovable

INFORME DE INSPECCIÓN DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA

El laboratorio posee fuentes radioactivas para calibración o referencia; que de acuerdo al expediente y por el tiempo transcurrido han decaído. En conformidad al Anexo 2 del Reglamento de Seguridad Radiológica, se encontraron por debajo de los límites de control de la Autoridad Reguladora con excepción de dos fuentes Am-241 y Hg-203 que por su actividad se hallan bajo el control de la Autoridad Reguladora.

Las fuentes de Am-241 N° de Serie 1Q978 (9,92uCi), la de Hg-203 N° de Serie 7W286 (14uCi) y el material conteniendo Litio, deben cumplir con las normas de protección radiológica y seguridad física en conformidad al riesgo que representan; por lo que las mismas una vez que se realice el traspaso a otra unidad, deberá establecerse la responsabilidad de su custodia y ser almacenadas en un sitio donde se garantice su seguridad física y radiológica.

Si el laboratorio decide adquirir nuevos emisores de radiación o fuentes radioactivas, debe notificar a la Subsecretaría de Control y Aplicaciones Nucleares.

Una vez que se haya concluido el proceso de traspaso de las fuentes, deberá comunicarse a esta Subsecretaría y proceder el trámite de la correspondiente licencia institucional única documento que autoriza el uso y posesión de emisores de radiación.

Responsables:

Ing. Ruth Ayabaca
INSPECTOR DE SEG. RAD.

VISTO BUENO:

SERSECRETARÍA DE CONTROL Y APLICACIONES NUCLEARES
Dr. Anjaury Suárez
DLPR (E)
Firma de Responsabilidad

SUBSECRETARÍA DE CONTROL Y APLICACIONES NUCLEARES

ANEXO D: Manual de operación del detector de lectura directa LTN 1.0 y hoja de cálculo electrónica.

Especificaciones

Las especificaciones técnicas del detector electrónico de lectura directa LTN 1.0 están divididas en la primera tabla por los parámetros del circuito electrónico y en la segunda se detallan las especificaciones eléctricas del tubo Geiger empleado como sensor.

Parámetro	Especificación
Voltaje suministrado	(4.0 – 5.5) V
Corriente suministrada	(0.03 – 0.06) mA
Confiabilidad	hasta 1 mSv/h
Fuente de calibración	Cesio 137
Indicador de evento	LED y sonido
Dimensión del circuito	12 x 5 cm
Dimensión de la cubierta	cm

El tubo Geiger CTC-5 es el sensor seleccionado para la detección de la radiación ionizante, este contiene una mezcla de gases nobles y boro (Ne + Br₂ + Ar), la longitud del cátodo de acero inoxidable es 50 µm. El diámetro máximo es 11 mm y el diámetro efectivo 10 mm, el rango de temperatura de operación es -40 a +50 °C.

Parámetro	Valor	Unidad
Resistencia mínima del ánodo	5.0	M ohm
Resistencia máxima del ánodo	10.0	M ohm
Voltaje de operación (recomendado)	400	Voltios
Rango de voltaje de operación	360 – 440	Voltios
Voltaje inicial	280 – 330	Voltios
Longitud de Plateau	80	Voltios
Pendiente de Plateau	0.125% / 1V	%/ 100 voltios
Tiempo muerto mínimo	190	Micro segundos
Rango de trabajo	0.014 – 144	mR/h
Sensibilidad gamma ²²⁶ Ra	29	cps/mR/h
Sensibilidad gamma ⁶⁰ Co	22	cps/mR/h
Máximo de fondo natural	27	Pulsos/minuto
Capacitancia del tubo	10	pf
Vida mínima	2*1010	Pulsos
Peso	10	Gramos

Funcionamiento del sistema de detección y monitoreo de radiación ionizante

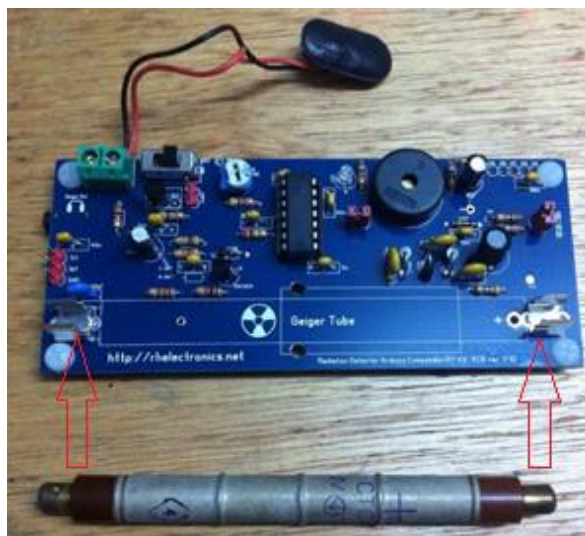
Este dispositivo está diseñado para ofrecer:

- Medición de las cuentas por minuto de radiación beta y gamma.
- Medición de la tasa de dosis de radiación beta y gamma.
- Transmisión de los datos obtenidos a dispositivos con sistema operativo iOS.

En la configuración física, tenemos que el detector está contenido en una caja de vidrio la cual se puede abrir por la parte superior para facilitar la remoción de la batería y del tubo Geiger cuando necesiten ser cambiados. El interruptor de encender/apagar se ubica en la parte posterior izquierda, en la parte frontal existen las pinzas para colocar el tubo CTC-5 y la entrada para la conexión con el dispositivo Apple a la izquierda.

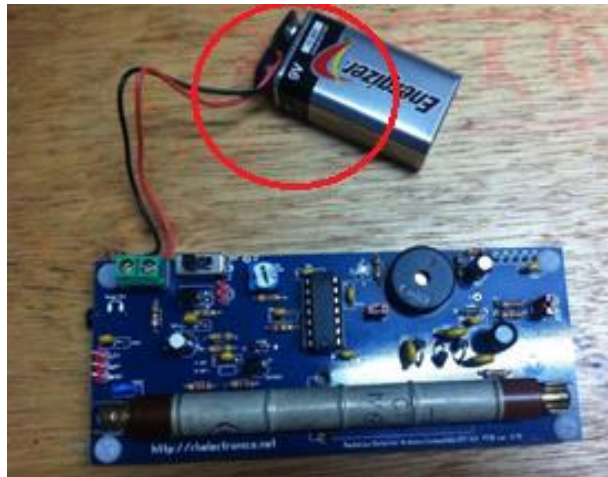
Para empezar con la medición de la radiación ionizante se debe seguir los siguientes pasos:

1. Colocar el tubo Geiger CTC-5 en las pinzas, observar en el tubo el signo de positivo (+) y ubicarlo en el circuito impreso donde consta el mismo signo.



Realizado por: Estefanía Miranda

2. Continuaremos conectando la batería de 9V, considerando la polaridad.



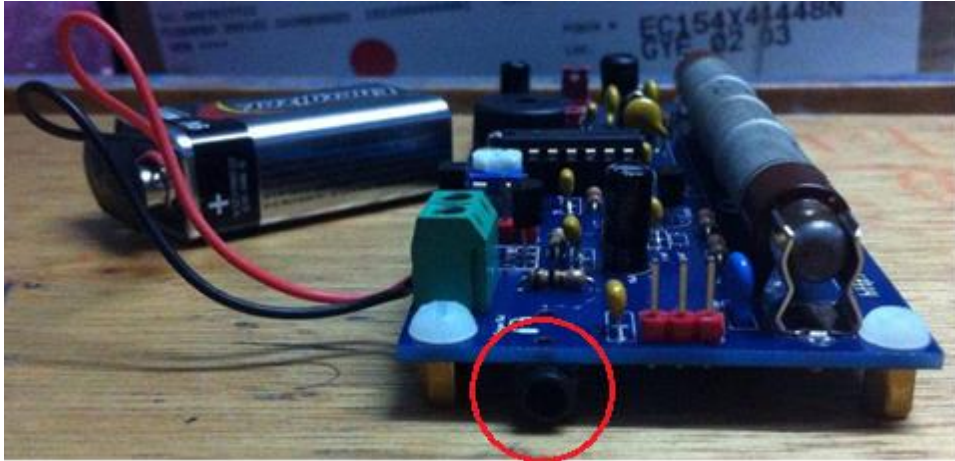
Realizado por: Estefanía Miranda

3. Para encender el detector se debe mover el interruptor de derecha a izquierda, para constatar que se encuentre encendido observar que el interruptor permanezca junto a la palabra on.



Realizado por: Estefanía Miranda

4. En la parte externa del circuito impreso (izquierda) existe una entrada para el cable de audio, el cual se conecta a un smartphone y es compatible con los sistemas operativos iOS y Android.



Realizado por: Estefanía Miranda

5. Si se eligió acoplar a un dispositivo móvil Apple, se puede acceder por medio de una aplicación denominada Geiger Bot.



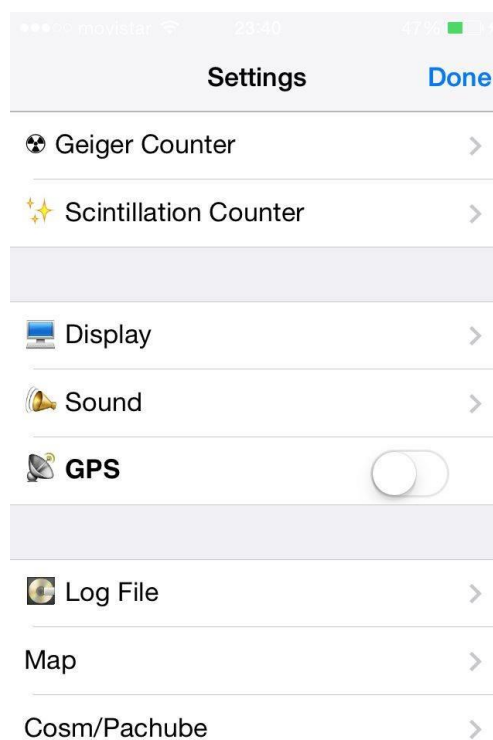
Realizado por: Estefanía Miranda

6. Ingresando a la aplicación se observa una interfaz fácil de manejar. En la que se puede elegir las unidades de la exposición a la radiación entre: CPM, mR/h y $\mu\text{Sv/h}$.



Realizado por: Estefanía Miranda

7. Se puede cambiar diferentes ítems de la aplicación desde los ajustes (settings). Como el tubo GM con el que se trabaja, el sonido para indicar que se sobre paso los límites establecidos, o la visualización en general.



Realizado por: Estefanía Miranda

8. Si la conexión se realizó a un smartphone con sistema operativo Android, ingresaremos a la aplicación Geiger Counter. En este caso existe una limitación, solo nos provee las cuentas por minuto.



Realizado por: Estefanía Miranda

9. Los valores que se obtengan de la tasa de dosis a la que se encuentra expuesto el personal, serán ingresados manualmente en la hoja de cálculo electrónica para mantener un registro de la exposición y de la tasa de dosis anual. La pantalla principal de la hoja de cálculo denominada “Registro de dosis del personal de Laboratorio de Técnicas Nucleares” presenta dos opciones una de ellas para el registro de alumnos o en caso de estar registrado ingresar con el usuario y contraseña introducidos previamente.

REGISTRO DE DOSIS DEL PERSONAL DE LABORATORIO DE TÉCNICAS NUCLEARES

Estudiantes

Para registrarse ingrese en el siguiente botón:

Logueo de Usuarios

Introduce los datos requeridos:

Instrucciones: Coloque su nombre de usuario y password para ingresar al menú solicitado, escribir los datos correctamente o de lo contrario no se permitirá el ingreso.



Usuario: *

Contraseña: *

Nota: En caso de no recordar sus datos comuníquese con el administrador del sitio.

Fuente: Estefanía Miranda

10. Una vez ingresado al sistema la interfaz que aparece para el técnico docente (figura 12-2) permite realizar tres acciones: manejo de personal, registro de dosis y base datos. Dentro de las cuales se puede registrar y modificar a otros usuarios tales como docentes o técnicos docentes, ingresar y/o modificar datos de prácticas, y mostrar los datos almacenados según lo requiera el usuario.

Menú principal - Técnico Docente

X

Manejo de Personal

Registro de dosis

Base de Datos

Fuente: Estefanía Miranda

11. Para el cálculo y almacenamiento de dosis recibida en las prácticas se selecciona la opción ingresar y a continuación aparece el formulario a ser llenado, cada uno de los campos es obligatorio caso contrario no se guardará la información proporcionada. En la primera sección se ubican los datos generales a continuación, están los parámetros del Radionucleido a utilizar donde se podrá escoger la fuente radiactiva con la que se trabaja y la serie de cada una, una vez realizadas estas operaciones los campos restantes se autocompletarán.

Bienvenido

Instrucciones: A continuación ingrese los datos del Registro de Dosis. Todos los campos son obligatorios.

Datos Generales:	
Nombre:	<input type="text"/>
Tipo de Personal:	<input type="text"/> Fecha: <input type="text"/> día/mes/año
Asignatura:	<input type="text"/>
Tema de Práctica:	<input type="text"/>
Límite de Dosis:	<input type="text"/> uSv

Parámetros del radionucleido a utilizar:	
Fuente:	<input type="text"/> Serie: <input type="text"/>
Actividad:	<input type="text"/> Bequerel
Periodo de Semidesintegración:	<input type="text"/> años
Fecha de Referencia:	<input type="text"/>

Datos de la práctica	
Hora de Inicio:	<input type="text"/> hh:mm:ss
Hora de finalización:	<input type="text"/> hh:mm:ss
Distancia:	<input type="text"/> metros
Tasa de Dosis:	<input type="text"/> uSv/Hora
Dosis:	<input type="text"/> <input type="text"/>

Fuente: Estefanía Miranda

12. Finalmente, se llenará los datos de la práctica y se calculará la dosis. Como las unidades de la tasa de dosis que nos provee el detector son $\mu\text{Sv}/\text{hora}$ en la dosis se puede elegir las unidades entre las opciones μSv , mSv o Sv , de acuerdo con la necesidad del usuario. Si los datos ingresados son los correctos se puede guardar, caso contrario presionando la opción cancelar se cerrará la ventana. Si es requerido su puede imprimir el formulario.

13. Cuando el usuario es estudiante la pantalla que se despliega nos da las opciones de llenar un nuevo registro de dosis o salir del sistema, para el registro de dosis el formulario es el mismo que ha sido detallado en el punto 11.

Bienvenido,

Registro de Dosis

Para realizar un nuevo registro de dosis ingrese en el siguiente botón:

Nuevo Registro

Salir

Fuente: Estefanía Miranda

14. Para modificar registros existentes seleccionamos el botón modificar del menú principal del técnico docente, en este formulario se desplegarán listas en los ítems de datos generales. La información que nos provee son los nombres de usuarios y las prácticas realizadas, en donde seleccionaremos la que se desee modificar y presionaremos el botón Modificar dosis.

Datos Generales:

Tipo de Personal: Técnico Docente
 Nombre: Estefanía Miranda
 Tema de Práctica: Medida de contaminación superficial
 Asignatura: Dosimetría Fecha: 02/01/2018 día/mes/año
 Límite de Dosis: 0,06 uSv

Parámetros del radionucleido a utilizar:

Fuente: Co 60 Serie: 4118 MT
 Actividad: 3700000 Bequerel
 Periodo de Semidesintegración: 5,271 años
 Fecha de Referencia: 01/04/1985

Datos de la práctica

Hora de Inicio: 08:29:00 hh:mm:ss
 Hora de finalización: 10:25:00 hh:mm:ss
 Distancia: 1 metros
 Tasa de Dosis: 0,026 uSv/hora
 Dosis: 2,094444444444 uSv **Modificar Dosis**

Editar Eliminar Imprimir Cancelar

Datos Generales:

Tipo de Personal: Técnico Docente
 Nombre: Estefanía Miranda
 Tema de Práctica: Medida de contaminación superficial
 Asignatura: Dosimetría Fecha: 02/01/2018 día/mes/año
 Límite de Dosis: 0,06 uSv

Parámetros del radionucleido a utilizar:

Fuente: Co 60 Serie: 4118 MT
 Actividad: 3700000 Bequerel
 Periodo de Semidesintegración: 5,271 años
 Fecha de Referencia: 01/04/1985

Datos de la práctica

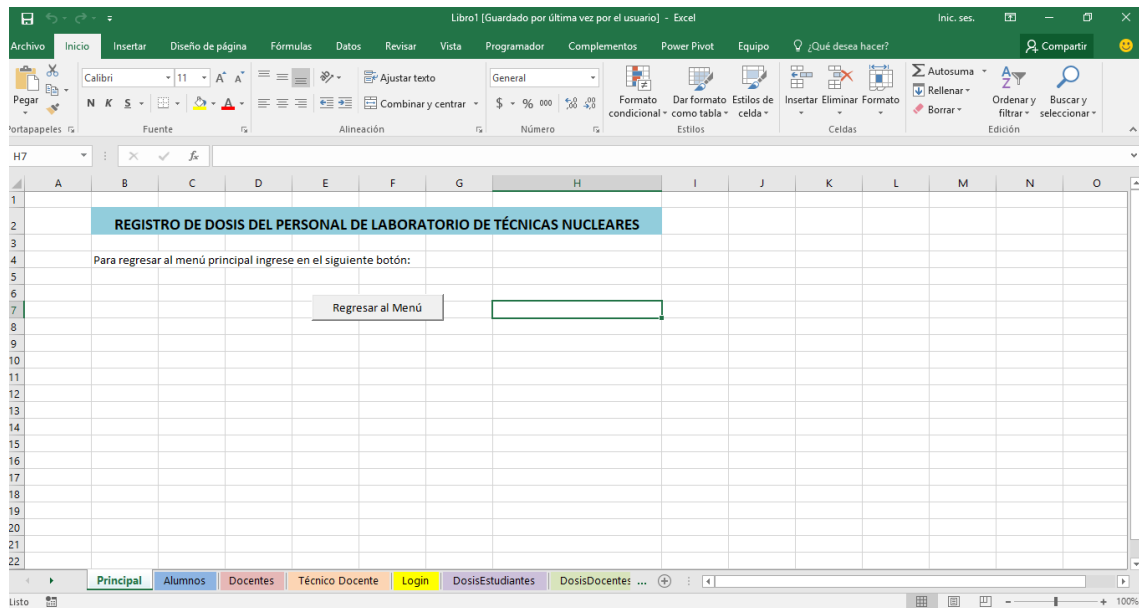
Hora de Inicio: 08:29:00 hh:mm:ss
 Hora de finalización: 10:25:00 hh:mm:ss
 Distancia: 0,50 metros
 Tasa de Dosis: 0,026 uSv/hora
 Dosis: 2,094444444444 uSv **Modificar Dosis**

Editar Eliminar Imprimir Cancelar

El mensaje después de modificar preguntara al usuario si está seguro de modificar la dosis, se seleccionará aceptar para que los datos rectificadas sean guardados.

15. En la base de datos se puede visualizar a los estudiantes, docentes y técnicos docentes registrados, así como también las dosis recibidas por cada uno en las prácticas de laboratorio y

la caracterización de las fuentes radiactivas. Se puede añadir o suprimir las fuentes radiactivas en caso de requerirlo, esta acción solo puede ser realizada por el técnico docente.



Fuente: Estefanía Miranda

16. Una vez finalizada la práctica de laboratorio los resultados obtenidos se deben multiplicar por el factor de calibración (0.96) y después restar el fondo radiactivo.

NOTA: Antes de utilizar el detector electrónico de lectura directa LTN 1.0 se debe tomar diez medidas de fondo radiactivo preferiblemente de la puerta de acceso al LTN, para obtener el valor promedio.

Mantenimiento

Para la limpieza del detector LTN 1.0 no se debe emplear agua o cualquier otro líquido, porque este no es impermeable y se ocasionaría daños en el circuito. Lo más conveniente es usar un paño húmedo para retirar el polvo o impurezas de la cubierta de vidrio.

Las piezas reemplazables son la batería de 9V y el tubo GM CTC-5, que deben ser cambiados

Recomendaciones de operación

Para el buen manejo y operación del detector se deberá tener en cuenta las siguientes consideraciones:

- Al utilizar el detector colocarlo de manera que el tubo GM CTC-5 quede frente a la fuente radiactiva.
- No dejar con las baterías puestas cuando se encuentre sin utilizarse.
- Evitar la humedad.
- Mantener el detector en condiciones ambientales normales, sin exceso de calor o frío.
- Maniobrar con cuidado debido a que la cubierta es de vidrio.

Las siguientes condiciones podrían suscitar casos de emergencia en la recolección de datos

- Contaminación
- Humedad
- Rompimiento del cristal de la cubierta.

Información sobre recalibración

Calcular el factor de calibración cada 6 meses, tomando 30 valores de tasa de dosis con el detector LTN 1.0 y promediándolos. Posteriormente calcular la tasa de dosis con la fórmula (6) y hacer una relación entre las dos tasas de dosis.

ANEXO E: Guía para prácticas de laboratorio.

GUÍA DE PRÁCTICAS DE LABORATORIO

	Elaborado por	Revisado por	Aprobado por
Firma			
Nombre	Estefanía Miranda	Dr. Richard Pachacama	
Cargo	Estudiante		
Fecha	05/01/2018		

Contenido

Portada.....	1
Contenido.....	2
Introducción	3
1. Objetivo.....	3
2. Alcance	3
3. Responsabilidades	3
4. Modelo del formato de las guías.....	4
Bibliografía	16

1 **Introducción**

La presente Guía de Prácticas de Laboratorio se ha elaborado para orientar a docentes, técnico docente y estudiantes que trabajan en el Laboratorio de Técnicas Nucleares, proporcionando la información necesaria y buscando establecer un estándar de operación en el laboratorio. Con el fin de dar cumplimiento a los objetivos y obtener los resultados de aprendizaje esperados, reforzando los temas previamente aprendidos.

En este documento se detallan algunas de las responsabilidades de los ocupantes del laboratorio, además contiene información sobre el tema de estudio, el proceso para el desarrollo de las prácticas en el laboratorio, los recursos, materiales y equipos a emplearse para que el estudiante pueda desarrollar la práctica y elaborar el respectivo informe evidenciando su aprendizaje.

1. **Objetivo**

- Establecer un formato de guía para los docentes, técnico docente y estudiantes que realizan prácticas en el Laboratorio de Técnicas Nucleares.

2. **Alcance**



Esta guía es aplicable para las prácticas de laboratorio realizadas en el Laboratorio de Técnicas Nucleares de la Escuela de Física y Matemática de la Facultad de Ciencias de la ESPOCH.

3. **Responsabilidades**

El personal debe conocer sus obligaciones y dar cumplimiento a las normas del laboratorio para disminuir el riesgo y aumentar el beneficio del trabajo con fuentes radiactivas, por esta razón se mencionan las responsabilidades de cada uno de los usuarios del laboratorio.

3.1 Docente

- Obtener la licencia de operación para el uso de fuentes radiactivas en docencia.
- Realizar las guías de las prácticas de laboratorio.
- Planificar, coordinar y evaluar las actividades del laboratorio.

	ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO		
	ESCUELA DE FÍSICA Y MATEMÁTICA		
	CARRERA DE BIOFÍSICA		
	Formato: Guía de práctica de laboratorio.		
	Fecha: 05/01/2018	Código: GUIA-PRL-001	

- Supervisar las prácticas de laboratorio aplicando los principios de la protección radiológica.
- Establecer de normas, instrucciones y procedimientos específicos sobre Protección Radiológica, aplicables a las actividades realizadas en las instalaciones.

3.2 Técnico docente



- Obtener la licencia de operación para el uso de fuentes radiactivas en docencia.
- Verificar el buen funcionamiento de equipos.
- Garantizar el cumplimiento de las reglas del laboratorio.
- Mantenimiento de los registros, (POE, dosimetría, equipos y fuentes)
- Realizar Manuales de Procedimiento en Seguridad Radiológica.

3.3 Estudiante

- Realizar las prácticas de laboratorio tal como se indique en las guías, elaboradas por el docente.
- Cumplir con las reglas de seguridad radiológica del LTN.
- Informar al docente o al técnico docente de algún evento, que pudiere comprometer la seguridad radiológica o física de las fuentes.

4. Modelo del formato de las guías

En este apartado se presenta el modelo propuesto.

	ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO		
	ESCUELA DE FÍSICA Y MATEMÁTICA		
	CARRERA DE BIOFÍSICA		
	Formato: Guía de práctica de laboratorio.		
	Fecha: 05/01/2018	Código: GUIA-PRL-001	

Práctica N° 01

Tema:

Determinación de dosis de radiación en zonas ambientales.

Introducción

1. Objetivo

- Medir la tasa de dosis en zonas ambientales y determinar la dosis.

2. Abreviaturas y simbología

$\mu\text{Sv/h}$: micro sievert por hora.

3. Fundamento teórico

4. Materiales



- Guantes de látex
- Detector Geiger Müller
- Flexómetro/ Medidor de distancia láser

5. Procedimiento

Antes de iniciar la práctica revisar el manual de operación del detector electrónico de lectura directa LTN 1.0 donde se explica que se debe primero tomar diez medidas del fondo radiactivo del laboratorio para obtener el valor promedio y al final restar este de los resultados.

Para el monitoreo ambiental del Laboratorio de Técnicas Nucleares se escogerá los puntos para medir, ya sea de forma aleatoria, en cuadrícula o en zigzag.

- Movimiento aleatorio: desplazarse por el laboratorio y determinar los puntos al azar.

	ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO		
	ESCUELA DE FÍSICA Y MATEMÁTICA		
	CARRERA DE BIOFÍSICA		
	Formato: Guía de práctica de laboratorio.		
	Fecha: 05/01/2018	Código: GUIA-PRL-001	

- Cuadrícula: dividir el laboratorio de tal manera que se forme una malla o cuadros, del mismo largo y alto.
- Zigzag: siguiendo este patrón moverse por el laboratorio tomando las medidas.

En este caso el monitoreo será en zigzag, tomando cinco (5) puntos para medir con el detector la tasa de dosis ambiental. El lugar donde se encuentran las fuentes radiactivas es un punto de monitoreo adicional.

La altura para realizar las mediciones es 0.883 m, la cual es la altura de los mesones del laboratorio. Hay que considerar que para el punto 6 se deberá medir a menos de 5 cm de distancia de la campana de gases, no directamente sobre el objeto monitoreado.

6. Toma de datos

Tabla 1. Medida de tasa de dosis en cada punto del laboratorio.



Puntos	Distancia	Altura (m)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
Punto 1		0,88	
Punto 2		0,88	
Punto 3		0,88	
Punto 4		0,88	
Punto 5		0,88	
Punto 6		0,88	

7. Análisis y resultados

De los datos tomados y registrados en la tabla 1 se ha calculado la dosis.

Tabla 2. Dosis ambiental medida en el laboratorio.

Puntos	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Dosis (μSv)
Punto 1		
Punto 2		
Punto 3		
Punto 4		

	ESCUELA SUPERIOR POLITÉCNICA DE CHIMBORAZO		
	ESCUELA DE FÍSICA Y MATEMÁTICA		
	CARRERA DE BIOFÍSICA		
	Formato: Guía de práctica de laboratorio.		
Fecha: 05/01/2018	Código: GUIA-PRL-001	Página 3 de 3	

Punto 5		
Punto 6		

8. Conclusiones

9. Recomendaciones y sugerencias

- Leer atentamente la guía antes de la realización de la práctica para conocer el procedimiento y los implementos a utilizar.
- Leer las características del equipo antes de encenderlo para evitar daños o lesiones.

Bibliografía

Práctica N° 02

Tema

Estimación de dosis efectiva utilizando fuentes alfa (α), beta (β), gamma (γ) y positrones.

Introducción

1. Objetivos

- Estimar la dosis efectiva empleando fuentes alfa, beta, gamma y positrones.
- Medir la tasa de dosis de las fuentes radiactivas alfa (α), beta (β), gamma (γ) y positrones a diferentes distancias.

2. Abreviaturas y simbología

3. Fundamento teórico

4. Materiales

- Guantes de látex
- Flexómetro/ Medidor de distancia láser
- Detector Geiger Müller
- Batería de 9V
- Fuentes alfa, beta, gamma y positrones.

5. Procedimiento

Antes de iniciar la práctica revisar el manual de operación del detector electrónico de lectura directa LTN 1.0 donde se explica que se debe primero tomar diez medidas del fondo radiactivo del laboratorio para obtener el valor promedio y al final restar este de los resultados.

El montaje a realizar se observa en la figura 1, el tubo GM debe ubicarse de frente a la fuente. Y la distancia se tomará desde centro de la fuente radiactiva hasta el sensor del detector (tubo GM).

Figura 1. Esquema experimental.

Fuente beta

Fuente	Distancia (cm)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Promedio
^{90}Sr	25		

Fuente gamma

Fuente	Distancia (cm)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Promedio
^{137}Cs	25		

Fuente de positrones

Fuente	Distancia (cm)	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)	Promedio
^{22}Na	25		

7. Análisis y resultados

8. Conclusiones

9. Recomendaciones y sugerencias

- Leer atentamente la guía antes de la realización de la práctica para conocer el procedimiento y los implementos a utilizar.
- Minimizar el tiempo de exposición.
- Manejar las fuentes radiactivas con mucho cuidado.
- Prohibida la entrada a mujeres embarazadas o en período de lactancia.

Bibliografía

Anexos