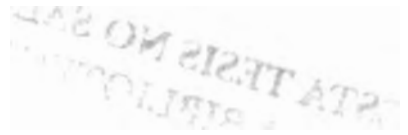


00568



**UNIVERSIDAD NACIONAL AUTONOMA
DE MEXICO**

FACULTAD DE QUIMICA



"EVALUACION ECONOMICA Y PROPUESTA TECNICA DE
UN LABORATORIO DE DOSIMETRIA"

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERIA
(INGENIERIA Y ADMINISTRACION DE PROYECTOS)

P R E S E N T A :

I. Q. JUAN CARLOS RUIZ BUCIO

TUTORA: M. EN C. LETICIA LOZANO RIOS



MEXICO, D.F.

2005

m345068



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO

| Jurado | Grado-Nombre | Entidad Académica o Institución |
|----------------|--|--|
| Presidente | <i>Dra. Sofía Guillermina Burillo Amezcua</i> | Instituto de Ciencias Nucleares |
| Vocal | <i>Dr. Emilio Bucio Carrillo</i> | Instituto de Ciencias Nucleares |
| Secretario | <i>M. en I. Carlos Villanueva Moreno</i> | Facultad de Química |
| 1er. Suplente | <i>Dr. Helio Humberto García del Río</i> | Facultad de Química |
| 2do.. Suplente | <i>M. en C. Jorge Luis Aguilar González</i> | Facultad de Química |

AGRADECIMIENTOS

A mi familia: Maru, Santos, Fabiola y Dalia

Que me quieren y los quiero por sobre todas las cosas.

A mis familiares con los que he crecido.

Mis tíos, tías, primos y sobrinos.

A mi tutora la Maestra Leticia Lozano

Por ser un ejemplo a seguir y por dedicarme tiempo y enseñanza para la elaboración de esta tesis.

A la Dra. Isabel Gamboa

Gracias por ayudarme a entender el mundo de la Dosimetría, yo se que sus enseñanzas no se pueden pagar y estoy agradecido por su ayuda.

Al Jurado

Gracias por ayudarme a mejorar la tesis, sus observaciones fueron de gran valor.

A la Dra. Burillo y al Dr. Emilio Bucio

Gracias por ser una guía en la UNAM y enseñarme que no sólo se necesita talento para las cosas, sino que además hay que ser constantes, responsables y honestos para avanzar en la vida.

A la UNAM

Porque si no existiera, no llegaría hasta este punto en mi desarrollo profesional. Me ha dado a mi y muchos de mis compañeros una estabilidad social.

ÍNDICE GENERAL

| | <i>Página</i> |
|--|---------------|
| Capítulo I | 1 |
| • Introducción | |
| • Justificación | |
| • Objetivos | |
| • Hipótesis | |
| | |
| Capítulo II | 6 |
| • Generalidades | |
| | |
| Capítulo III | 20 |
| • Propuesta Técnica de Dosimetría | |
| | |
| Capítulo IV | 34 |
| • Estudio de Factibilidad Económica | |
| | |
| Capítulo V | 49 |
| • Planeación, Ejecución y Conceptualización del Proyecto | |
| | |
| Capítulo VI | 61 |
| • Condiciones Críticas para la operación del Proyecto | |
| | |
| Capítulo VII | 95 |
| • Resultados y Conclusiones | |
| • | |
| Capítulo VIII | 105 |
| • Bibliografía | |

CAPITULO I

ÍNDICE

| |
|---------------------------|
| 1.1. INTRODUCCIÓN |
| 1.2. JUSTIFICACIÓN |
| 1.3. OBJETIVOS |
| 1.4. HIPÓTESIS |

1.1. INTRODUCCIÓN

El presente trabajo se enfoca a la dosimetría personal y todo lo necesario para establecer un laboratorio de este tipo. En el país hay 20 prestadores de servicio de dosimetría, según el departamento de dosimetría de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, pero sólo 3 de estos compiten en el mercado y es ineficiente su servicio.

Cada empresa o institución que presta el servicio tiene sus propias técnicas de trabajo y como no hay un procedimiento disponible en la literatura, se hace una propuesta técnica de dosimetría la cual cumple con los requisitos que requiere la CNSNS. Todo esto con fines de protección radiológica.

La protección radiológica tiene como finalidad defender a los individuos y a sus descendientes, a las demás especies y al ambiente, de los posibles efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes. La protección radiológica se da cuando algún ser viviente se encuentra en un campo de radiación, esto es en la región donde se manifiesta la presencia de las radiaciones, su función es evitar que se produzcan efectos biológicos indeseables mediante la aplicación de medidas preventivas, procedimientos técnicos y normas que reduzcan los riesgos a niveles aceptables.

Como todo proyecto, se debe hacer un estudio de factibilidad económica, y por lo tanto se plantea y se obtienen algunos criterios para su evaluación.

Además se desarrolla un capítulo referente a la administración del proyecto y a las condiciones críticas para la operación del proyecto, que es la adquisición de la fuente de radiación y el permiso para utilizarla.

Se trato de dar un enfoque claro y lo más sencillo posible; la radiación no es la especialidad de la Maestría en Ingeniería y Administración de Proyectos, pero sin todo lo concerniente a proyectos, no se podría llevar a cabo el Laboratorio de Dosimetría.

1.2. JUSTIFICACIÓN

La necesidad de protegerse de las radiaciones ionizantes se manifestó muy poco después de las primeras aplicaciones médicas de los rayos X. Durante los primeros años del Siglo XX y ante la facilidad para ver el interior del cuerpo humano mediante una herramienta de indiscutible utilidad, se vivió una comprensible euforia entre los médicos, quienes aplicaron la nueva técnica a un gran número de pacientes. Dicha euforia impidió esperar hasta tener un conocimiento suficiente de las propiedades de esa radiación y de los posibles riesgos que implica su uso indiscriminado; en pocos años se empezaron a observar daños entre los propios médicos, sólo entonces se pusieron a pensar en la forma de protegerse de esos efectos perjudiciales, sin dejar de obtener los beneficios de una herramienta tan valiosa para el diagnóstico médico. Los pioneros de la protección radiológica y la Sociedad *Röntgen*, prepararon y publicaron varias recomendaciones que, desafortunadamente, no fueron atendidas por no tener carácter legal, de haber sido aplicadas se hubieran evitado muchos casos de sobre-exposición con consecuencias fatales.

Una de las mayores desventajas de la protección a la radiación en este período inicial, fue la falta de instrumentos para realizar una dosimetría cuantitativa. Aunque la propiedad ionizante de los rayos X se descubrió desde noviembre de 1896 y se midió la pérdida de carga eléctrica en capacitores de aire, durante muchos años no se consideró la posibilidad de medir la intensidad de la radiación por ése método. En 1902 Rollins sugirió emplear las placas radiográficas para medir las dosis, pero como la sensibilidad de las emulsiones no era muy constante, no se avanzó en esa dirección. Fue hasta 1915 cuando se contó con cámaras de ionización y en 1928 se adoptó la unidad para medir la exposición a la radiación ionizante, el roentgen, con lo cual se pudieron empezar a establecer limitaciones cuantitativas a las dosis recibidas.

Hoy en día se cuenta con sistema de protección radiológica bien establecido y dentro de el se le pide al Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE) que use dosimetría personal, de acuerdo al reglamento general de protección radiológica. Sin embargo, la gente que utiliza dosimetría personal muchas veces se encuentra con que las dosis que aparecen en su informe de dosimetría no son las que esperaban, pues en ocasiones no usan el dosímetro y

en su informe aparece una dosis alta. Esto ha llevado a desconfiar en los informes emitidos por los prestadores de servicio de dosimetría personal, muchos de los cuales no llevan una buena técnica de dosimetría y de ahí que no calculen correctamente las dosis o no lleven un buen control en los cristales TLD-100.

La necesidad de tener un servicio confiable de dosimetría y por lo tanto de la protección a la radiación gamma y X, ha llevado a la realización de esta tesis, la cual además de proponer una técnica validada por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), hace la evaluación económica del proyecto.

1.3. OBJETIVOS

El objetivo de esta tesis es desarrollar e implantar un proyecto de un laboratorio de dosimetría personal. Lo cual implica: saber la técnica de trabajo de dosimetría, una administración del proyecto y revisar que sea factible. Esto nos lleva a los siguientes objetivos específicos:

1.3.1. Presentar una propuesta técnica para llevar a cabo el proceso de dosimetría, para que el personal ocupacionalmente expuesto a radiación ionizante, del tipo Rayos γ y Rayos X, cuenten con un control confiable de dosis equivalente mensual. La dosimetría abarca desde la calibración de los cristales TLD-100 (LiF: Mg,Ti) hasta que el dosímetro personal es asignado al POE y la emisión del informe de dosis mensual.

1.3.2. Realizar la evaluación económica del laboratorio de dosimetría, obteniendo la TIR (Tasa Interna de Retorno) y el VPN (Valor Presente Neto), para saber si es rentable o no.

1.3.3. Llevar a cabo la planeación, ejecución y conceptualización del proyecto, para definir el alcance, costo de inversión, de operación y factibilidad.

1.4. HIPÓTESIS

Crear una técnica de trabajo comercial de dosimetría personal, que sea evaluada con una norma internacional para poner un límite al error en el cálculo de las dosis equivalentes recibidas por el POE, hará que el proyecto sea factible técnica y económicamente.

Si se lleva a cabo el proceso de dosimetría con la técnica propuesta, se podrá obtener informes de dosimetría personal confiables, y al mismo tiempo cumplir con la norma internacional HPS N13.11-1993, lo cual ayudará a la protección del POE evitando efectos por el desarrollo de su trabajo. Sí se proponen materiales y equipos comerciales se tendrá un proyecto rentable y con calidad.

CAPITULO II

ÍNDICE

| |
|--|
| 2. GENERALIDADES |
| 2.1. Radiactividad |
| 2.2. Tipos de radiaciones |
| 2.3. Emisión de radiaciones |
| 2.4. Ley de decaimiento radiactivo |
| 2.5. Interacción de la radiación γ con la materia |
| 2.6. Fuentes de radiación. Unidades y magnitudes usadas |
| 2.7. Dosimetría |
| 2.8. Organismos relacionados |

2.1. Radiactividad

En 1896 Henry Becquerel, mientras estudiaba los cristales fluorescentes, descubrió que las sales de uranio emiten radiaciones capaces de atravesar materiales opacos a la luz y dejar una impresión en las placas fotográficas, inicialmente pensó que el fenómeno se debía a la exposición previa a la luz solar, pero pronto se percató de que los cristales no expuestos también emitían, en forma espontánea, esa radiación y que era capaz de ionizar el aire. Posteriormente, María Curie demostró que todas las sales de uranio (U) y de torio (Th), emiten esas radiaciones independientemente de su composición química, lo que le hizo pensar en que se debía a una propiedad de esos elementos, sin embargo encontró minerales que producían aún mayor cantidad de radiación y supuso que contenía elementos más activos que el U y Th. Sus experimentos la condujeron al descubrimiento de dos elementos nuevos, el polonio y el radio; por lo que denominó **radiactividad** al fenómeno consistente en la emisión espontánea de radiaciones ionizantes. Siguieron descubriendo más elementos con ésa propiedad y los llamaron radioelementos o elementos **radiactivos**, también se percataron de que al emitir las radiaciones se transforman en otro elemento, para 1910 ya tenían identificadas 40 especies químicas derivadas de las sucesivas transformaciones iniciadas con uranio y torio, observaron también que esas series de transformaciones terminan en el elemento plomo y que algunos miembros de las series tenían propiedades químicas idénticas, aunque sus propiedades físicas fueran distintas. Pronto se confirmó que de un mismo elemento existían isótopos estables y radiactivos.

La radiactividad es el fenómeno que presentan ciertos átomos, consistente en la emisión espontánea de partículas o radiaciones, debido a la desintegración del núcleo atómico, para alcanzar una configuración más estable energéticamente.

2.2. Tipos de radiaciones

El espectro electromagnético se divide, según su frecuencia y energía en: Radiación Ionizante y Radiación no Ionizante. En la figura 1 se presenta el espectro electromagnético, ahí podemos observar los diferentes tipos de radiación dependiendo de su energía, frecuencia y longitud de onda.

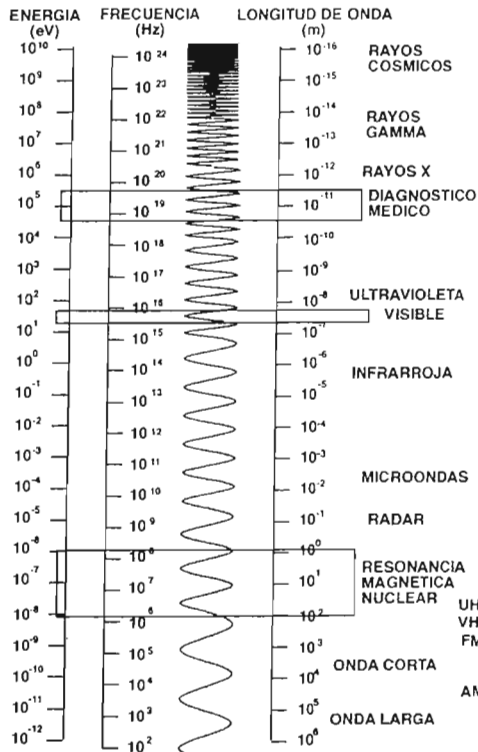


Figura 1. Espectro Electromagnético

Las *Radiaciones Ionizantes* se extienden desde los 3×10^{15} Hz hasta por encima de 10^{27} Hz. Sus características principales son las siguientes:

- Sus niveles de energía se incrementan con sus altas frecuencias
- Longitud de ondas pequeñas
- Tienen capacidad para "ionizar" medios.

Algunos tipos de radiación ionizante son: Ondas Electromagnéticas, denominadas rayos γ y rayos X.

La *Radiación no Ionizante* se extienden desde 0 Hz hasta aproximadamente 3×10^{15} Hz. Sus características principales son las siguientes:

- Sus niveles de energía decrecen con sus bajas frecuencias
- Longitudes de onda grandes

- Las radiaciones no ionizantes, aun cuando sean de alta intensidad no pueden causar ionización.

2.3. Emisión de radiaciones

Cuando se descubrió la radiactividad y antes de conocer la naturaleza de las radiaciones, se les bautizó con los nombres de las letras de alfabeto griego: alfa, beta y gamma, los nombres originales se usan específicamente para indicar que provienen del núcleo y son consecuencia de una transformación radiactiva.

| Radiación | Símbolo | Estructura | Carga | Masa (uma) |
|-------------------------|------------|------------------|-------|------------|
| Partícula alfa | α , | 2p + 2n | +2e | 4.0318836 |
| Partícula beta negativa | β^- | e^- (negatrón) | - e | 0.0005485 |
| Partícula beta positiva | β^+ | e^+ (positrón) | + e | 0.0005485 |
| Rayos Gamma | γ | Fotón | 0 | 0 |
| Neutrón | n | n | 0 | 1.008665 |

Tabla 1. Radiaciones emitidas por el núcleo

1. *Partículas α* , consisten en 2 neutrones asociados con 2 protones. Pueden ser consideradas como núcleos de átomos de helio. Tienen una masa de 4 u.m.a. (unidad de masa atómica) y 2 cargas positivas.

2. *Partículas β* , son partículas de masa despreciable (su masa es la del electrón, es decir, aproximadamente 1/1832 de aquella del protón y 1/1834 de aquella del neutrón) y presentan carga negativa o positiva. La partícula β^- o negatrón es un electrón emitido por el núcleo y la partícula β^+ o positrón, es emitida cuando un protón se transforma en neutrón y una partícula de la misma masa que el electrón pero con carga positiva es emitida por el núcleo.

3. Los *neutrones* son partículas sin carga teniendo una masa de aproximadamente 1 u.m.a. Por tanto, los núcleos perdiendo neutrones no cambian su número atómico pero su número de masa disminuye una unidad por cada neutrón emitido.

4. Los rayos γ son radiaciones electromagnéticas, similares a los rayos X, la luz u ondas de radio, pero con mucho mayor longitud de onda y en consecuencia mucho mayor energía. Los rayos γ , al igual que los rayos X, tienen energías bien definidas ya que son producidas por la transición entre niveles de energía del átomo, pero mientras los rayos γ son emitidos por el núcleo, los rayos X resultan de las transiciones de energía de los electrones fuera del núcleo u orbitales. Los rayos γ son a menudo llamados fotones, cuando se consideran como paquetes de energía con valor constante emitidos por un núcleo radioactivo al decaer. No tienen carga ni masa.

2.4. Ley de decaimiento radiactivo

El decaimiento nuclear es causado por un excedente de masa-energía en el núcleo, la emisión de radiaciones es la que auxilia para lograr una mayor estabilidad o equilibrio en el átomo. Cada decaimiento radioactivo, el cual sucede de manera espontánea, sin que se pueda impedir, va acompañado de al menos una radiación, dicha energía es perdida por el núcleo siendo la fuerza nuclear el origen de tal energía, la cual da a las radiaciones sus dos características más útiles: poder penetrar la materia y poder depositar su energía en ella.

Como la transformación de los núcleos es al azar, y es independiente de las condiciones físicas y químicas, no podemos saber qué núcleo se va a transformar en el siguiente segundo. Si se tiene un gran número N de núcleos radiactivos idénticos en una muestra, la fracción de núcleos que se transforma por unidad de tiempo es constante, esto se expresa matemáticamente de la siguiente manera:

$$\frac{dN}{N dt} = \lambda = \text{constante de decaimiento}$$

Donde dN es el número de núcleos que se transformaron en el intervalo de tiempo dt y λ es una constante característica de cada radionúclido y es la fracción de los núcleos presentes que se transforma en la unidad de tiempo.

El número de transformaciones nucleares por unidad de tiempo, que ocurre en una fuente radiactiva, se denomina **actividad** y se representa con la letra **A**. La unidad es el Bequerel [Bq] y es [s^{-1}], un Bq es una transformación cada segundo. Anteriormente se usaba como

unidad de actividad el Curie [Ci], actualmente se ha establecido como valor internacional aceptado que $1 \text{ Ci} = 37 \text{ GBq}$. Cuando uno desea comprar una fuente de radiación normalmente la pide por su actividad en Ci. Se define matemáticamente como la rapidez de cambio respecto al tiempo:

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

La actividad es proporcional al número de átomos radiactivos presentes en la muestra. A la disminución de la actividad se le llama **decaimiento radiactivo**, para toda fuente radiactiva su actividad disminuye con el tiempo sin que podamos hacer nada para evitarlo ni para modificar la rapidez con que decae. Entonces el número de núcleos presentes en el tiempo t es:

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t} \quad \text{y también} \quad A_t = A_0 e^{-\lambda t}$$

Si se conoce la actividad inicial de una muestra radiactiva, se puede calcular su actividad en cualquier momento. Para esto se agrega un concepto: la **vida media**, que es el tiempo necesario para que su actividad disminuya a la mitad:

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0.693 / \lambda.$$

Cada radionúclido tiene una vida media determinada. Entonces la ley de decaimiento es:

$$A_t = A_0 e^{-0.693 t / T_{1/2}}$$

Con esta ecuación podemos saber la actividad de cualquier fuente radiactiva en el tiempo deseado, a partir de su actividad inicial.

2.5. Interacción de la radiación γ con la materia

Cuando la radiación ionizante atraviesa un material sufre una interacción, en la cual a la vez que produce un efecto sobre los átomos, es afectada por éstos y cambian sus propiedades. Los cambios observados en ambos sujetos de la interacción dependen, tanto del tipo de

radiación, como de las características de la materia involucrada y de los átomos que la constituyen.

Las radiaciones γ carecen de carga eléctrica, por lo tanto, no sufren desviaciones en su trayectoria como producto de la acción de campos eléctricos de núcleos atómicos o electrones. Tales características le permiten ser capaz de traspasar grandes espesores de material y de ionizar indirectamente las sustancias que encuentra en su recorrido. Un rayo γ es capaz de sacar un electrón de su órbita atómica. El electrón arrancado producirá ionización en nuevos átomos circundantes, lo que volverá a suceder hasta que se agote toda la energía de la radiación gamma incidente.

El presente trabajo se enfoca sólo a rayos γ y rayos X.

2.6. Fuentes de radiación. Unidades y magnitudes usadas

Hay dos tipos de fuente de radiación:

- **Fuente abierta.** Todo material radiactivo que durante su utilización puede entrar en contacto directo con el ambiente.
- **Fuente sellada.** Todo material radiactivo permanentemente incorporado a un material encerrado en una cápsula hermética, con resistencia mecánica suficiente para impedir el escape del radioisótopo o la dispersión de la sustancia radiactiva, en las condiciones previsibles de utilización o desgaste.

Para saber al final qué cantidad de radiación emite una fuente radiactiva y cómo varía con la distancia, se debe de tomar en cuenta: su actividad, rapidez de exposición, vida media y tipo de radionúclido.

La fuente de radiación puede ser un material radiactivo o una máquina generadora de radiación. Las máquinas generadoras de radiación más comunes son los aceleradores de partículas y los equipos para producir rayos X.

La radiación electromagnética se propaga en línea recta, por lo que se dispersa en todas direcciones desde el punto donde se origina, constituyendo un campo de radiación, cuya

intensidad cambia con la distancia a la fuente. Cuando una persona se encuentra en un campo de radiación, se dice que está expuesta a la radiación, la cual puede producirle algún efecto biológico. Para predecir el posible daño en los individuos y evitarlo, es necesario conocer el valor de las magnitudes que lo determinan (dosis absorbida, dosis equivalente y dosis efectiva), así como las que nos permiten medir el campo de radiación (rapidez de afluencia de partículas o de energía, exposición, etc.) y las que caracterizan a la fuente (radionúclido y su actividad, vida media, etc.). La forma lógica de caracterizar y medir un campo de radiación, puede ser en términos del número de partículas o fotones que pasan por un punto determinado del campo cada segundo, por centímetro cuadrado de área perpendicular al haz de radiación (rapidez de afluencia de partículas), o en términos de la energía que transportan esas partículas o fotones (rapidez de afluencia de energía), sin embargo, cuando se empezaron a utilizar los rayos X y las fuentes radiactivas, no se conocía bien su naturaleza y fue más fácil definir el campo de radiación en términos de un efecto observable y fácilmente medible.

Se había observado que la radiación es capaz de producir ionización en el aire, por lo que la primera forma de medir la intensidad de un campo de radiación se estableció en términos de su capacidad para ionizar el aire, ya que era más fácil medir la carga eléctrica de los iones. Antes de definir la magnitud correspondiente se definió la unidad, a la que se denominó Roentgen en honor del descubridor de los rayos X.

a. Exposición y rapidez de exposición

La exposición es la cantidad de carga eléctrica que produce la radiación en la unidad de masa de aire. Formalmente la exposición es el cociente de dQ , entre dm , donde dQ es la carga y dm es la masa de aire.

$$X = dQ / dm \quad [=] \text{Coulomb} / \text{Kg} \quad [=] \text{Roentgen (R)} ; 1R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/Kg}$$

La **rapidez de exposición** nos indica cuanto cambia la exposición por unidad de tiempo.

$$\dot{X} = dX / dt \quad [=] \text{C Kg}^{-1} \text{ s}^{-1}$$

Para caracterizar el efecto de la radiación sobre la materia viva o inanimada, se definen magnitudes relacionadas con la forma en que se absorbe la radiación. En general cuando un cuerpo se encuentra en un campo de radiación electromagnética, una parte de la radiación que incide sobre él se absorbe y otra parte lo atraviesa, el efecto producido depende de la cantidad de radiación absorbida.

b. Dosis absorbida y rapidez de dosis absorbida

La dosis absorbida es la cantidad de energía que la radiación deposita en la unidad de masa del material irradiado.

$$D = E / m ; \text{ donde } E \text{ es la energía depositada } m \text{ es la masa}$$

La rapidez de dosis es la dosis absorbida por unidad de tiempo.

$$\text{Unidades: } \dot{D} [=] \text{ J/Kg } [=] \text{ Grey (Gy) } [=] \text{ rad } ; \dot{D} [=] \text{ J Kg}^{-1} \text{ s}^{-1} [=] \text{ Gy / s}$$

c. Dosis Equivalente

En protección radiológica es necesario contar con una relación numérica bien definida entre la dosis absorbida y el posible efecto que produzca. La dosis absorbida no es suficiente para predecir la severidad o la probabilidad del efecto bajo condiciones de irradiación no especificadas, por ello se ha introducido otra magnitud que correlaciona mejor con los efectos más importantes, en particular con los estocásticos tardíos (efecto biológico) y a niveles bajos de dosis. Esta magnitud se denomina **dosis equivalente**, que se deriva de la dosis absorbida promediada sobre un tejido u órgano, se representa por H_T y se define formalmente como:

$$H_{T,R} = W_R D_{T,R}$$

Donde $D_{T,R}$ es la dosis promedio debida al tipo de radiación R en el tejido u órgano T y W_R es el factor de ponderación por tipo de radiación. Ya que W_R es adimensional, las unidades fundamentales para la dosis equivalente son las mismas que para la dosis absorbida (J kg^{-1}), sin embargo, para distinguir ambas magnitudes se asignó a la $H_{T,R}$ una unidad especial

llamada **Sievert (Sv)**. Los límites de dosis anuales para **POE** y **Público** en general son **50 mSv** y **5 mSv**, respectivamente. El factor de ponderación por tipo de radiación W_R para fotones de todas las energías es 1, es decir, para radiación gama y Rayos X, $W_R = 1$. Para fines prácticos, cuando la exposición al tejido es por radiación electromagnética, $1 R = 1 \text{ rad}$ y $1 Sv = 100 \text{ rem}$.

d. Cálculo de la exposición para una fuente de radiación

Una forma simplificada para calcular la rapidez de exposición aproximada, debida a una fuente emisora de radiación gamma consiste en aplicar la formula siguiente:

Donde:

$$X = \frac{\Gamma A}{d^2}$$

X = Rapidez de exposición en Rh^{-1} o en $C Kg^{-1}h^{-1}$

A = Actividad de la fuente en mCi o Bq

d = distancia de la fuente al punto de interés en cm o en m

Γ = constante característica para cada radionúclido en $R cm^2 h^{-1} mCi^{-1}$ o en $C m^2 kg^{-1} Bq^{-1}h^{-1}$

e. Nucleidos y nomenclatura

Existe una nomenclatura para indicar la cantidad de partículas que forma un átomo, Al número de protones o al número de carga (positiva o negativa), se le ha asignado la letra Z. A este número Z se le conoce como "Número atómico". El número de neutrones que un átomo posee en su núcleo se representa por la letra N y se le conoce como "Número neutrónico", En tanto que la suma de éstos (Z + N) se le conoce como "Número Másico o de Masa", representado por la letra A, es decir, $A = Z + N$. Los núcleos o nucleidos están representados por la siguiente nomenclatura donde E especifica el símbolo del elemento.

Donde:



Z = Número atómico o número de protones

N = Número de neutrones.

A = Número de masa $A = Z + N$

M = Masa atómica

2.7. Dosimetría

La dosimetría consiste en medir la dosis absorbida por el personal ocupacionalmente expuesto (POE) a radiación ionizante, a través de un dosímetro. Es una medida de seguridad hacia los POE's para lograr su protección, además de que es exigida por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS). El **POE** es cualquier persona que en ejercicio y con motivo de su ocupación está expuesto a radiación ionizante o a la incorporación de material radiactivo.

Existen dos caminos para poder hacer dosimetría: De película y Termolumiscente (TLD). En este trabajo sólo se trata de la TLD porque es la más comercial.

Dosímetros termolumiscentes

La termoluminiscencia es un fenómeno que se observa en una gran cantidad de materiales, consiste en la propiedad de que cuando reciben energía sus electrones pasan a un estado meta-estable y permanecen ahí hasta que por calentamiento regresan a su estado base emitiendo fotones luminosos, de esta manera almacenan información de la cantidad de energía recibida, la cual puede extraerse a voluntad cuando se requiera.

Para este trabajo se utiliza como dosímetros cristales de Fluoruro de Litio con trazas de Magnesio y Titano, conocido en el mercado como TLD 100 (LiF:Mg,Ti).

Si se traza una curva de la cantidad de luz emitida (curva de brillo) en función de la temperatura, se tendrán uno o más picos, dependiendo del material con que se trabaje. La cantidad total de luz emitida será proporcional a la dosis recibida por el cristal. En la figura 2 se muestra la curva de la respuesta termoluminiscente de un cristal TLD-100, se puede observar la curva de brillo, las 4 regiones de los canales (que va de 1-200), el perfil de temperatura, la respuesta del equipo en nano Couloumb (nC), que es el área bajo la curva, y la identificación del cristal.

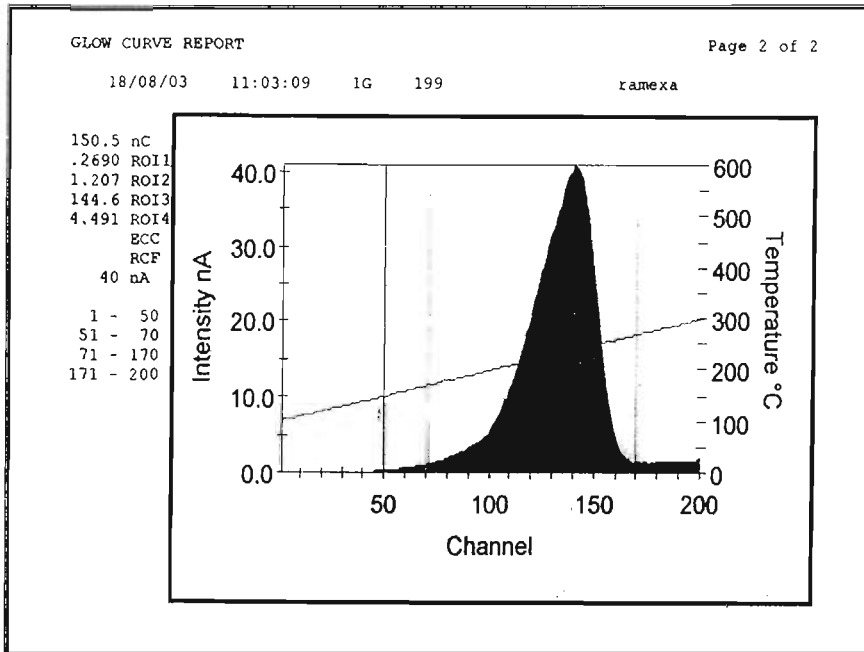


Figura 2 Curva de brillo de un cristal TLD-100 (LiF: Mg, Ti)

Para determinar la dosis recibida por el dosímetro, se obtiene primero una curva de la cantidad de luz emitida por el dosímetro, en función de valores conocidos de las dosis dadas al dosímetro para su calibración.

Entre las ventajas de estos dosímetros se puede mencionar que tienen un amplio margen de dosis, independencia de la rapidez de dosis, tamaño diminuto, disponibilidad comercial en una amplia variedad de tipos, facilidad de lectura y reutilización, economía y facilidad para automatizar su manejo, así como gran precisión y exactitud (1 a 2 %). Las desventajas son la falta de uniformidad en la sensibilidad, la inestabilidad en almacenamiento, el desvanecimiento de la señal, su sensibilidad a la luz, las señales espurias por manejo y contaminación, la "memoria" de las dosis altas y la historia térmica, la inestabilidad de lectura y la pérdida de la información al leerlos. No obstante son muy útiles y su aplicación se ha difundido significativamente.

2.8. Organismos relacionados

La Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal, por conducto de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardia (**CNSNS**), es el organismo regulador en todo lo concerniente a la seguridad radiológica. Se encarga de dar permisos, licencias y de cuidar que se cumplan con las normas de seguridad radiológica.

La CNSNS es el organismo encargado de evaluar las formas de trabajo en la dosimetría y de decidir si estamos aptos o no para hacerlo, a través del Programa de Prestadores de Servicio de Dosimetría Personal (PPSSD). Lo hacen de acuerdo a la norma internacional **HPS N13.11-1993**, emitida por la *Health Physics Society* y aprobada por *American National Standard Institute* y tiene como título: "*Personnel Dosimetry Performance – Criteria for testing*".

Otros organismos relacionados son:

IAEA. *International Atomic Energy Agency.* Organismo Internacional de Energía Atómica. Organización intergubernamental autónoma, fundada en julio de 1957, por decisión de la Asamblea General de las Naciones Unidas. Inicialmente se incorporaron 56 países, a la fecha son 127 los estados miembros.

Su estatuto le ordena acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero, asegurando que la asistencia que preste, o la que se preste a petición suya, o bajo su dirección o control, no sea utilizada de modo que contribuya a fines militares. Esta constituida por cinco departamentos:

- Energía y Seguridad Nucleares
- Cooperación Técnica
- Investigaciones e Isótopos
- Salvaguardias
- Administración

La IAEA ayuda a los estados miembros a lograr una capacidad propia en las aplicaciones de la ciencia y tecnología nucleares, a través de formación de recursos humanos, becas, apoyo de experto equipo y suministros, para los proyectos de desarrollo industrial, de salud y agropecuarios; para los programas nucleoelectrónicos, para la vigilancia de la seguridad nuclear y radiológica, investigación científica y ambiental, actividades de salvaguardias para evitar la proliferación de armas nucleares; así como servicios técnicos y de información, a través de bancos de datos y publicaciones técnicas.

ICRU. *Internacional Comisión on Radiation Units and Measurements.* Organización no lucrativa, financiada mediante donativos, creada en 1935 y que tiene como objetivo el desarrollo de recomendaciones internacionalmente aceptables respecto a:

- Magnitudes y unidades relacionadas con radiaciones y radiactividad.
- Procedimientos adecuados para la aplicación de esos procedimientos, cuyo uso tiende a asegurar uniformidad.

Trabaja mediante comités en doce áreas técnicas y mantiene relaciones con otros organismos internacionales del mismo tipo.

OECD/NEA. *Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency.* Organización para la Cooperación y Desarrollo Económicos/Agencia de Energía Nuclear.

ICRP. *International Commission on Radiological Protection*

IRPA. *International Radiation Protection Association*

HPS. *Health Physics Society*

ISR. *International Society of Radiology*

ANS. *American Nuclear Society*

ENS. *European Nuclear Society*

OMS. Organismo Mundial de la salud

SS. Secretaria de Salud (A la cual le concierne todo lo relacionado con equipos generadores de R-X),

CAPITULO III

ÍNDICE

| |
|---|
| 3. PROPUESTA TÉCNICA DE DOSIMETRÍA |
| 3.1. NOTACIONES Y DEFINICIONES |
| 3.2. MATERIAL Y EQUIPO |
| 3.3. DESARROLLO |
| 3.4. USO DEL DOSÍMETRO |
| 3.5. FORMATOS |

3.1. NOTACIONES Y DEFINICIONES

1. Notaciones:

TLD-100 . Son cristales que se conocen comercialmente con éste nombre. Están hechos de LiF: Mg,Ti, y sus dimensiones son: 1/8 x 1/8 x 0.035 " (3.2 x 3.2 x 0.9 mm).

Gy, Grey, unidad para expresar una dosis. 1 Gy = J/Kg (Joule/Kilogramo)

R, Roentgen, Coulom / Kg, unidad derivada

rad, Rad, unidad de dosis absorbida

rem, rem, unidad de dosis equivalente en el hombre

Sv, Sievert, unidad para expresar dosis equivalente.

D, Dosis absorbida, expresa la energía depositada en algún individuo o material, proveniente de una fuente de radiación ionizante, por unidad de masa.

s, segundo, unidad de tiempo

g, gramo, unidad de masa

POE, personal ocupacionalmente expuesto.

A, actividad, desintegraciones / s, unidad derivada

Cs-137, isótopo radioactivo del Cesio.

C, coulomb, unidad de carga

2. Definiciones:

Dosimetría. Consiste en medir la dosis absorbida por el personal ocupacionalmente expuesto a radiación ionizante, a través de un dosímetro. Es una medida de seguridad para los POE's para lograr la protección del personal, del público y el paciente.

Dosímetro personal. Contiene uno o dos cristales de TLD-100 en un porta-dosímetro, en el cual aparece: Nombre del usuario, cliente, # usuario e identificación del cristal TLD-100. Es un dispositivo o instrumento que puede portar cómodamente el trabajador y registra la dosis acumulada que recibe durante su trabajo.

Radiación electromagnética. Es toda radiación electromagnética o corpuscular capaz de producir iones, directa o indirectamente, debido a su interacción con la materia.

Actividad. El número de transiciones nucleares espontáneas que ocurren por unidad de tiempo en una cantidad dada de material radiactivo.

$$A_t = A_o e^{-\lambda t}$$

t es el tiempo transcurrido entre la actividad inicial y la actividad actual

A_t es la actividad en el tiempo que actual

A_o es la actividad inicial

$$\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$$

en donde $T_{1/2}$ es el tiempo de vida media

Tiempo de vida media de un radionúclido al tiempo necesario para que su actividad disminuya a la mitad.

Termoluminiscencia. Es la propiedad de algunos materiales, cuando reciben energía sus electrones pasan a un estado metaestable y permanecen ahí hasta que por calentamiento regresan a su estado base emitiendo fotones luminosos, de esta manera almacenan información de la cantidad de energía recibida, la cual puede extraerse a voluntad cuando se requiera. Es decir, al calentarse producen luz.

POE. Aquel que en ejercicio y con motivo de su ocupación esta expuesto a radiación ionizante o a la incorporación de material radiactivo, quedan excluidos los trabajadores que ocasionalmente en el curso de su trabajo puedan estar expuestos a este tipo de radiación, siempre que el equivalente de dosis efectivo anual que reciban no exceda el límite establecido en este reglamento para el público.

Fuente sellada. Todo material radiactivo permanentemente incorporado a un material encerrado en una cápsula hermética, con resistencia mecánica suficiente para impedir el escape del radioisótopo o la dispersión de la sustancia radiactiva, en las condiciones previsibles de utilización y desgaste.

Detector Geiger-Müller (GM). Detector altamente sensible a la radiación ionizante con un tubo llenado con gas, principalmente un gas noble, y asociado a una serie de circuitos utilizados.

Rapidez de Exposición. Es el incremento de exposición en un intervalo de tiempo, medida a una distancia (X) entre la fuente radiactiva y el punto de interés.

Intensidad de Radiación. Es la rapidez de equivalente de dosis de la radiación, expresada en milirems por hora.

Dosis absorbida. La energía depositada por la radiación ionizante en la materia, técnicamente, la dosis absorbida, D , se define como el cociente de dE entre dm , donde dE es la energía promedio depositada por la radiación ionizante en una masa dm ,

Equivalente de dosis. Con fines de protección radiológica se ha encontrado conveniente introducir una magnitud física que correlaciona la dosis absorbida con los efectos deletéreos más importantes de la exposición a la radiación. El equivalente de dosis es la cantidad que resulta de la ecuación: $H = DQN$, donde D es la dosis absorbida en Gy, Q es el factor de calidad y N es el producto de todos los demás factores modificantes, tomándose por ahora un valor de N igual a la unidad. El nombre especial para la unidad de equivalente de dosis es el sievert (Sv). El rem también puede ser usado.

CNSNS. Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias Órgano descentralizado dependiente de la Secretaría de Energía, y autoridad que reglamenta las actividades desarrolladas para la utilización de la energía nuclear con fines pacíficos.

Calibración. Determinación de la variación o exactitud de un instrumento en la lectura de un compuesto de referencia, con el fin de determinar los factores de corrección necesarios.

3.2. MATERIAL Y EQUIPO

| | |
|--|--|
| 1. Equipo Lector Harshaw TLD-3500 | Serie 0209483 |
| Type & Manufacture | R6095HA |
| No. Serie | WD5932 |
| Calibrado | 20-sep-2002 |
| 2. Fuente Cs-137 de 120 mCi | |
| 3. Detector-Monitor de Radiación | Modelo: Surveyor 2000 |
| Calibrado el 11-20-02 | S/N 1818 A y P/N 1016007 |
| 4. Mufla | Con rango de operación de Temperatura ambiente hasta Temperatura = 1000 °C |
| 5. Computadora pentium IV | Con software "WINREMS" integrado para el manejo de las curvas de brillo y las lecturas |
| 6. Cristales TLD-100 | (LiF: Mg,Ti), dimensiones de 1/8 x 1/8 x 0.035 " (3.2 x 3.2 x 0.9 mm) |

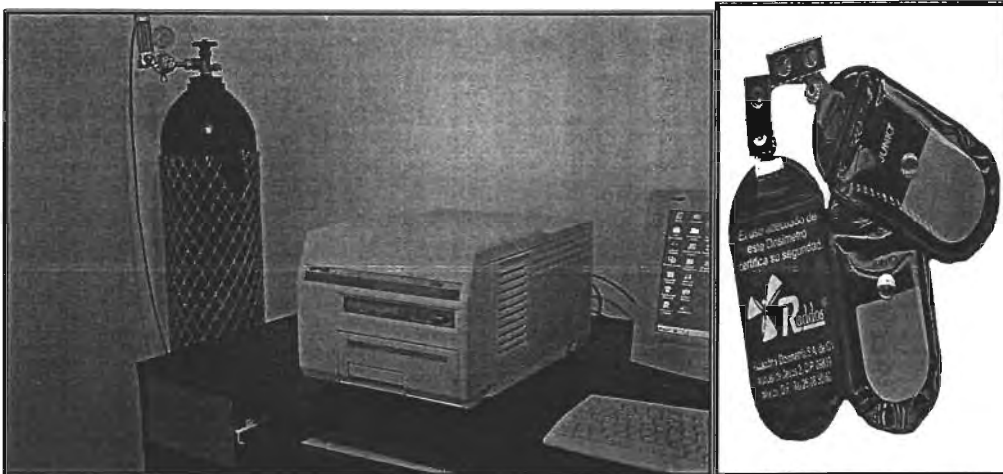


Figura 3. Equipo Lector Harshaw 3500 y dosímetros

En la figura 3 se presenta una fotografía del equipo lector de cristales TLD-100 y los dosímetros. Y en la figura 4 se muestra el "Diagrama de distribución del equipo".

3.3. DESARROLLO

El proceso de dosimetría desde la calibración del cristal hasta la emisión del informe se muestra en la figura 4.

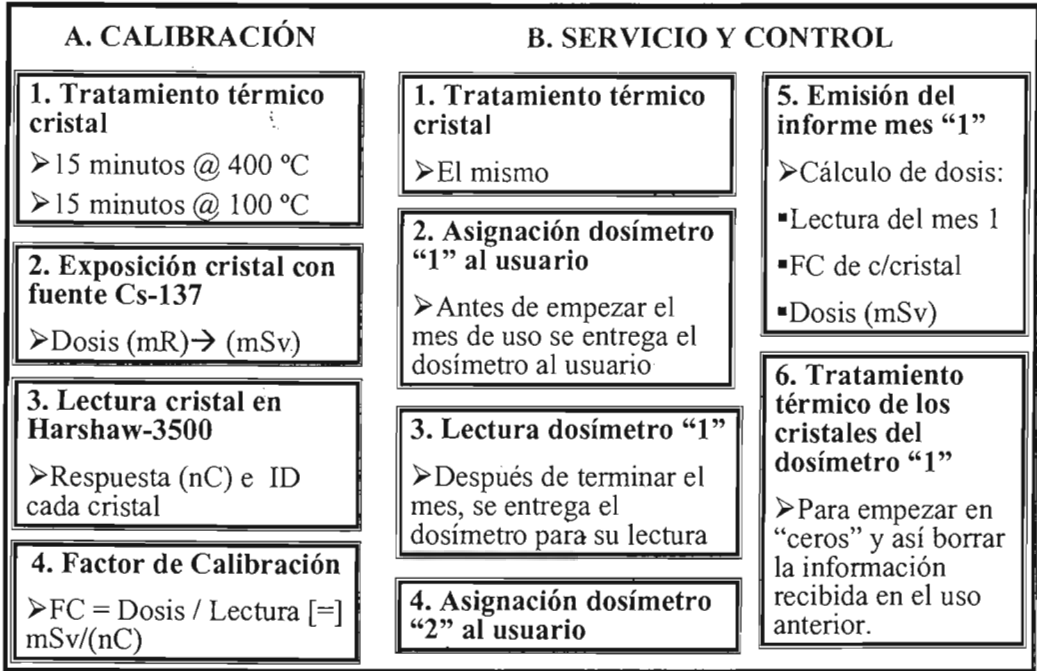


Figura 4. Diagrama del proceso de dosimetría

El proceso de dosimetría se puede dividir en dos etapas: calibración y servicio y control. En las etapas intervienen, calentamientos (tratamientos térmicos), irradiaciones, lecturas en equipo, cálculos de dosis y emisión de informes.

A. CALIBRACIÓN

A.1. Tratamiento Térmico del cristal (TT).

El TT tiene como objetivo borrar toda la información del cristal, dejarlo en un estado inicial, listo para empezar de ceros. El procedimiento es el siguiente:

-Los cristales TLD-100 se deben colocar en un recipiente de Acero Inoxidable con capacidad para 50, un cristal por cavidad. En la figura 5 se muestra donde se colocan.

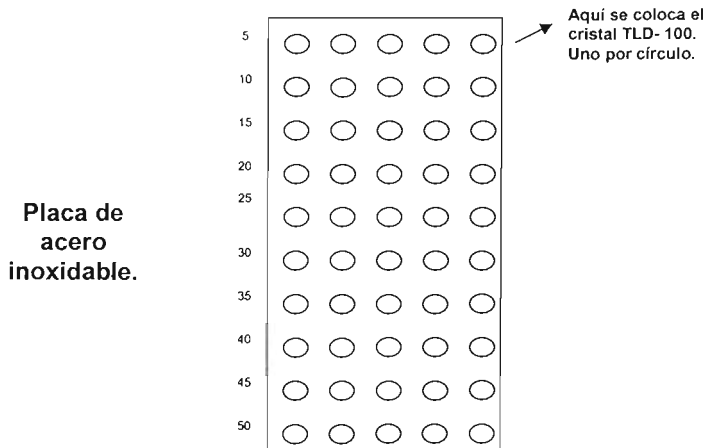


Figura 5. Colocación de los cristales para tratamiento térmico

-Una vez que se colocan los cristales en la placa, se meten a la mufla para darle el tratamiento térmico:

- 1) 15 minutos a una temperatura de 400 °C.
- 2) 15 minutos a una temperatura de 100 °C.

-Después del tratamiento térmico, se colocan dos cristales por porta-dosímetro.

A.2. Irradiación. Exposición del Cristal TLD con Fuente de Cs-137.

-Se exponen los dosímetros a la fuente de Cs-137 durante 1 h, a un metro de distancia. El arreglo de los cristales y fuente de Cs-37 se muestra en la figura 6.

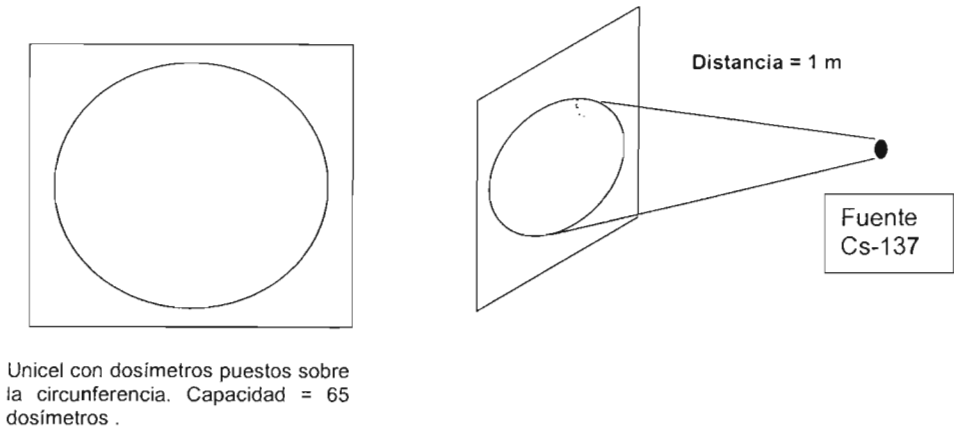


Figura 6. Esquema para irradiar los cristales

-Se colocan los dosímetros sobre la circunferencia marcada en el unigel, caben 65 piezas, se colocan a una distancia de 1 m y se irradian durante 1 h.

-Se calcula la dosis para la fecha de irradiación, distancia de 1 m y tiempo de 1 h, con la siguiente ecuación:

$$A_t = A_0 e^{-\lambda t}$$

t es el tiempo transcurrido entre la actividad inicial y la actividad que se desea saber

A_t es la actividad en el tiempo actual o en el tiempo que se desea saber

A_0 es la actividad inicial

$$\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$$

en donde $T_{1/2}$ es el tiempo de vida media del Cs-137.

Para poder entender mejor cómo se obtiene la dosis a la que se irradia, a continuación se da un ejemplo de cálculo. La actividad inicial del radionúclido empleado, su vida media y rapidez

de exposición a cierta distancia, se conocen, pues con estos datos se vende la fuente de Cs-137. A partir de esto se puede conocer la rapidez de exposición a cualquier distancia y tiempo.

**CÁLCULO DE EXPOSICIONES, CORREGIDAS POR TIEMPO Y DISTANCIA
FUENTE DE Cs-137**

Actividad inicial= 120 mCi. Vida media= 30.2 años

Rapidez de exposición= 89.9 mR/h. Fecha= 10-Jul-85. Distancia= 0.6 m

CORRECCIÓN POR TIEMPO

FECHA DESEADA = 02-Jun-03

AÑOS TRANSCURRIDOS= 17.91 años

Rapidez de exposición= 59.60 mR/h a Distancia 0.60 m

CORRECCIÓN POR DISTANCIA

DISTANCIA DESEADA = 1 m

Rapidez de exposición = 21.46 mR/h el 02-Jun-03
Dosis = 21.46 mR en 1 h

De esta manera obtenemos la dosis para la fecha de irradiación, distancia 1m y tiempo 1 h. La dosis obtenida se obtiene en unidades de mR, y como se trata de radiación Gamma, el factor para pasar a dosis equivalente es 1, por lo tanto, para 1mR = 1 mrem.

A.3. Lectura de los cristales TLD-100 en equipo Harshaw 3500.

-Los cristales se leen en el equipo Harshaw 3500, el cual esta conectado a una computadora pentium IV y utiliza el software WINREMS para la lectura de los cristales, además esta conectado a un tanque de N₂ de alta pureza.

-Se le asigna un número consecutivo a cada cristal. A partir de aqui siempre se tomara en cuenta el número de identificación del cristal. Los cristales se leen de acuerdo a un perfil de temperaturas y adquisición.

-Se obtiene una curva de brillo por cristal, es decir, una gráfica de Intensidad en nA vs Canales y Temperatura vs Canales. Y el área bajo la curva es la lectura del cristal en nC.

En la figura 7 aparece una curva de brillo para un cristal TLD 100. En la gráfica se puede observar: la identificación del cristal, la respuesta del equipo en nC, la curva de brillo, el grupo al que pertenece el cristal y los cuatro canales de integración.

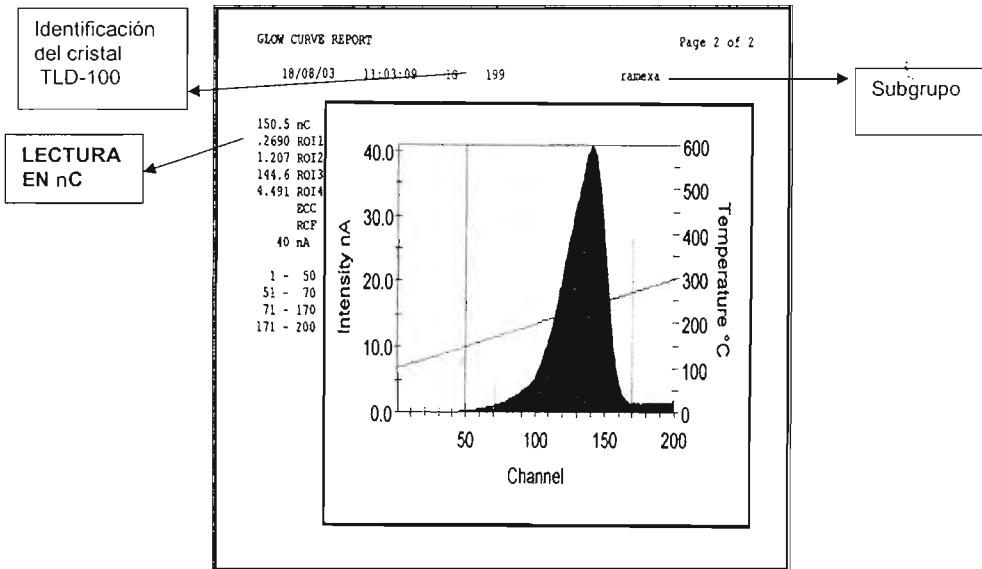


Figura 7. Curva de brillo, datos importantes

A.4. Factor de calibración

Para cada cristal, se obtiene un factor de calibración (FC), para esto, se divide la dosis a la que se irradia el cristal entre la lectura que se obtuvo en el cristal:

$$FC = \text{Dosis mrem} / (\text{Lectura (nC)} [=] \text{mrem/nC})$$

Este es el factor que necesitamos para calcular las dosis que recibe el POE.

B. SERVICIO Y CONTROL

B.1. Tratamiento Térmico del cristal (TT).

-Se aplica el mismo TT que en la parte A.1. Y se debe tener mucho cuidado para no perder el orden de los cristales en la placa.

B.2. Asignación del dosímetro “1” al usuario

Cada usuario usa 2 dosímetros, por eso me referiré al dosímetro “1” y “2”, hay un ciclo entre el dosímetro “1” y “2”.

-Una vez que se sabe quien es el usuario, se procede a asignarle el dosímetro, en el cual cada cristal esta identificado, se le coloca una etiqueta que contiene: Nombre y clave del usuario.

-Se colocan en la bolsa del mes correspondiente y se registra en el “formato de envío” cuantos dosímetros se envían al cliente, la fecha de TT, el mes correspondiente al uso los cristales TLD –100 que se le envían y se hacen observaciones, si las hay. Cada dosímetro se usa mensualmente.

B.3. Lectura dosímetro “1”

Una vez que se cumplió el periodo de uso (1 mes) y regresan el dosímetro, se procede a la lectura.

-Se abre un archivo en WINREMS con el mes correspondiente, en el cual ocuparemos todos los dosímetros usados en el mismo mes. Al momento de leer los cristales, se crea un subgrupo en el cual solo se colocan las lecturas de un solo cliente, se utilizan los mismos parámetros que en el punto A.3.

B.4. Asignación del dosímetro "2"

-Antes de que termine el mes "1", se prepara el dosímetro "2", y se siguen los pasos del punto A.2.

B.5. Emisión del informe mes "1"

-Se procede a hacer el cálculo de la dosis recibida por el usuario. Una vez obtenida la lectura del dosímetro, es decir, dos lecturas, una para cada cristal identificado. Se procede de acuerdo al siguiente diagrama de flujo que se presenta en la figura 8.

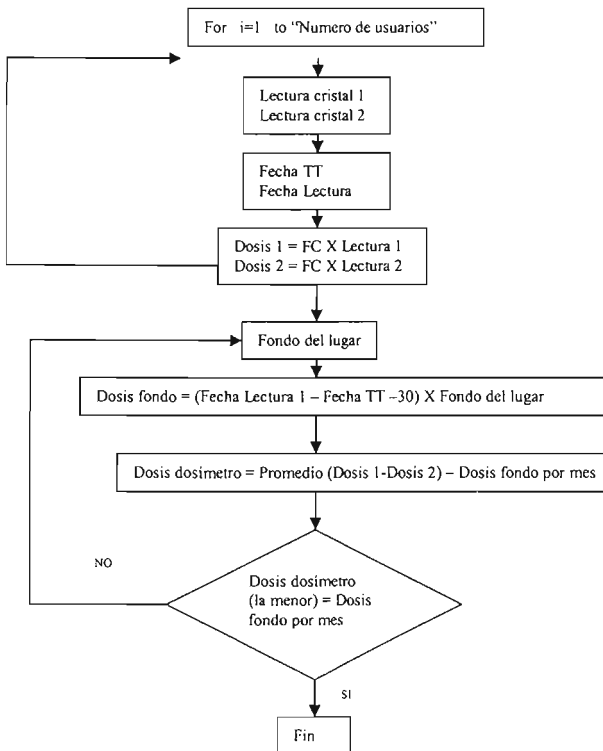


Figura 8. Diagrama de flujo para el cálculo de dosis

Una vez calculada la dosis para cada dosímetro, se procede al llenado del informe de dosimetría del cliente en el cual viene: mes, folio, ID cristal, # usuario, nombre usuario, periodo, dosis mensual, dosis acumulada, fecha de informe, grafica de dosis vs usuario, y firma del responsable de dosimetría.

B.6. Tratamiento térmico de los dosímetros leídos

Una vez hecho el informe de dosimetría, se les da TT a los Cristales TLD-100, el mismo que se vio anteriormente. Se procede al registro en el formato de envío y se hace una rutina cada mes.

3.4. USO DEL DOSÍMETRO

El reglamento general de seguridad radiológica en su última versión en el año 1988, artículo 34, trata sobre uso del dosímetro para vigilancia permanente de las tendencias del equivalente de dosis recibida por el POE. La dosis máxima permisible es de 50 mSv/año, artículo 20. La NOM-157-SSA1-1996 establece que el dosímetro debe usarse durante la jornada laboral, en el tórax y por debajo del mandil. Los dosímetros deberán colocarse en la posición correcta que represente la dosis equivalente de las partes del cuerpo expuestas, para el cuerpo total se colocan generalmente en la cintura o en el pecho. Se deben tener ciertos cuidados con el dosímetro personal: no transferirlo, por ningún motivo abrirlo, no poner ningún tipo de señalamiento sobre el dosímetro, no exponerlo intencionalmente a haces de radiación al término de la jornada laboral, se deberá dejar en un lugar seguro y exento de radiaciones, entregarlo puntualmente para su lectura y durante periodos de ausencia prolongadas o vacaciones, dejar el dosímetro con el encargado o el jefe del servicio.

3.5. FORMATOS

Hay dos formatos que son de suma importancia para llevar un buen control de los dosímetros: "Formato de envío" y "Formato de Informe"

CAPITULO IV

ÍNDICE

| |
|---|
| 4. ESTUDIO DE FACTIBILIDAD ECONÓMICA |
| 4.1. Servicio que se prestará |
| 4.2. Especificación del servicio |
| 4.3. Mercado potencial |
| 4.4. Productos sustitutos y competencia |
| 4.5. Proceso productivo y tecnología |
| 4.6. Precio del servicio |
| 4.7. Comercialización del servicio |
| 4.8. Cuantificación monetaria. Costos unitarios y sueldos |
| 4.9. Estudio económico de inversiones |
| 4.10. Estudio económico. Presupuesto de ingresos. |
| 4.11. Estudio económico. Presupuesto de costos y gastos. |
| 4.12. Capital de trabajo y Depreciaciones |
| 4.13. Cálculo de flujos |
| 4.14. VPN y TIR |
| 4.15. Estudio de sensibilidad |

4.1. Servicio que se prestará

Consiste en medir la dosis absorbida por el Personal Ocupacionalmente Expuesto, a través de un dosímetro personal.

El servicio de dosimetría personal incluye la asignación, distribución y análisis de los dosímetros; la elaboración del informe mensual de dosimetría personal; el envío de la copia de los informes de las dosis equivalentes y sobre-exposiciones a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS).

4.2. Especificación del servicio

El servicio de dosimetría personal implica llevar un control por empresa y personas profesionalmente expuestas en cada instalación. Consiste en dos dosímetros termoluminiscientes por usuario, éstos se intercambian mensualmente para efecto de lectura y elaboración del informe, el cual contiene la dosis del periodo correspondiente, la dosis acumulada y la gráfica de dosis. La CNSNS pide que la dosimetría se lleve a cabo mensualmente.

Cada dosímetro lleva dos cristales de fluoruro de litio (LiF: Mg, Ti) con dimensiones de 3 mm x 3 mm x 1mm, a los que se les conoce comercialmente como TLD-100, los cuales nos permiten medir las dosis a las que está expuesto el POE.

En la figura 10 se puede observar un dosímetro, el cual debe estar contenido en un porta-dosímetro negro, dentro de el se encuentran los cristales TLD-100 y en la portada aparecen datos de la persona a la que pertenece el dosímetro, mes, identificación del dosímetro y número de usuario.



Figura 10

4.3. Mercado potencial

El servicio puede ser usado por cualquier persona o institución que emplee radiación ionizante con fines médicos, industriales, educativos y de investigación. Lo utilizan:

- Los industriales que hacen pruebas no destructivas y que trabajan con radiación ionizante, en especial rayos gamma.
- La gente que trabaja con rayos X.
- La gente que utiliza radiación ionizante para investigación o educación.

La figura 11 muestra la situación al corte del censo de 1999 en la República Mexicana en cuanto al control dosimétrico del personal POE. Del 100% sólo el 34% tiene control dosimétrico y el 66% restante no lleva dosimetría.

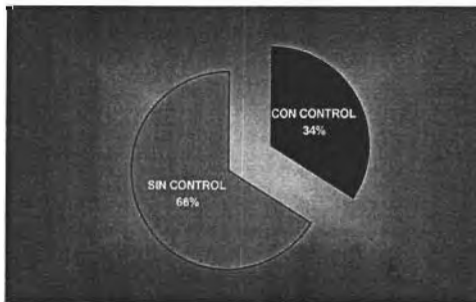


Figura 11. Situación del POE al corte en el censo de 1999.

Los posibles clientes son:

- Unidades de radiología clínica
- Unidades de radiodiagnóstico
- Laboratorios médicos
- Hospitales e Institutos
- Servicios de salud, I.S.S.S.T.E, I.M.S.S.
- Empresas que vendan o usen productos radiológicos
- PEMEX
- Industriales

4.4. Productos sustitutos y competencia

Los servicios afines son algunas empresas que ofrecen dosimetría de película para POE, la cual es más económica y no requiere de tecnología avanzada, pero es más complicada de llevar a cabo y los resultados no son tan confiables como la dosimetría TLD, pero ambas tienen la misma validez al emitir resultados.

Los gabinetes que usan radiación ionizante prefieren la dosimetría TLD, además de que técnicamente el proceso de lectura es sencillo, confiable y rápido. Si se tiene duda de alguna dosis, se puede corroborar perfectamente la memoria de cálculo.

La competencia serán las empresas que actualmente se encuentran dando este tipo de servicios, que son aproximadamente 20 en toda la república, según la CNSNS; aunque no todas pueden dar un servicio de forma comercial a mayor escala. En la tabla 2 se presentan las más fuertes, lugar de ubicación y número de usuarios.

| Empresa | Lugar | Número de usuarios |
|--|------------------|--------------------|
| 1. ARSA, Asesores en Radiaciones | D.F. | 5000 |
| 2. ININ, Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares | Estado de México | 2000 |
| 3. Tecnofísica | Nuevo León | 1000 |
| 4. UAM, Universidad Autónoma Metropolitana | D.F. | 500 |
| 5. Control de Radiaciones | D.F. | 500 |

Tabla 2. Las 5 empresas más fuertes en el mercado

El servicio que brindan abarca toda la República Mexicana, ARSA es fuerte en el mercado pero no confiable, el ININ es confiable pero no da un buen servicio, es muy lento, Tecnofísica es muy regional, La UAM no tiene capacidad de dar Servicio a muchos usuarios.

Alrededor de 9000 usuarios llevan dosimetría en el país, entonces según el censo hay alrededor de 26500 POE's sin servicio de dosimetría personal.

4.5. Proceso productivo y tecnología

El proceso de dosimetría ya se vio y se explicó en el capítulo anterior. En la figura 12 se muestra el diagrama de flujo del proceso de dosimetría para un usuario, dos dosímetros.

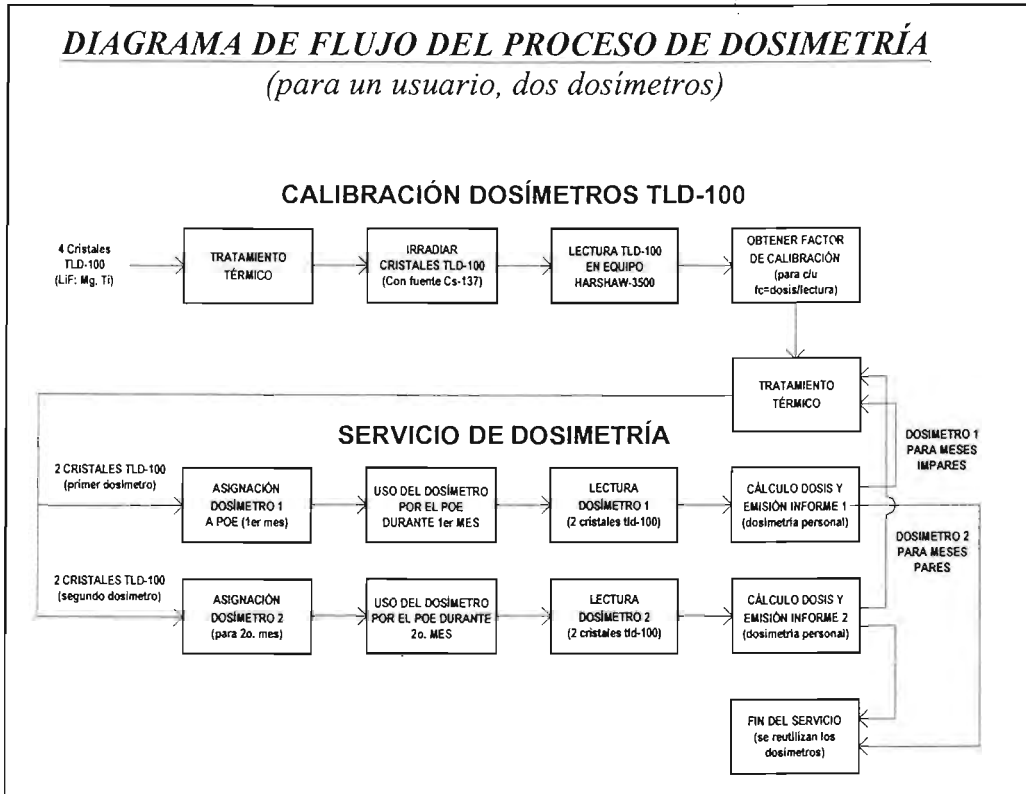


Figura 12. Diagrama de Flujo proceso dosimetría

4.6. Precio del servicio

A pesar de que son pocas las empresas que a nivel nacional dan este servicio, hay competencia, por lo tanto el precio lo da el mercado, para esto se investigó como está el precio del servicio y se generó la tabla 3. Todos los datos de moneda están referidos a pesos mexicanos del año 2003.

LISTA DE PRECIOS DE DOSIMETRÍA AÑO 2003

| NÚMERO DE USUARIOS | Tarifa Mensual por Usuario |
|-------------------------|----------------------------|
| 1 | \$ 120.00 |
| 2 | \$ 89.00 |
| 3 | \$ 79.00 |
| 4 | \$ 73.00 |
| 5 | \$ 71.00 |
| DE 6 A 10 | \$ 62.00 |
| DE 11 A 15 | \$ 61.00 |
| DE 16 A 20 | \$ 59.00 |
| MÁS DE 21 | \$ 57.00 |
| INSCRIPCIÓN POR USUARIO | \$120.00 |
| REPOSICION DE DOSIMETRO | \$180.00 |

Tabla 3. Lista de precios

Para el análisis de los ingresos, más adelante se tomará en cuenta el promedio del precio del servicio por usuario, que es 61 pesos en moneda nacional.

4.7. Comercialización del servicio

El servicio se comercializará como "Lectura y servicio reales". El servicio consiste en la renta y lectura de dosímetros y la emisión del informe. Los POE's están cansados del servicio que reciben y de que sus lecturas no concuerdan con la realidad del uso del dosímetro. Para esto se manejará lo siguiente:

- Lecturas reales, la competencia no tiene una técnica correcta de dosimetría.
- Tiempo menor en sus informes, se plantea reducir el tiempo de entrega de 7 días a 4 días y se harán lecturas urgentes.

4.8. Cuantificación monetaria. Costos unitarios y sueldos

| Tipo | Costo Unitario |
|-------------------------------|--------------------------|
| Equipo TLD | \$360,000 por equipo |
| Fuente Cs-137 | \$50,000 por fuente |
| Mufla | \$10,000 por equipo |
| Detector-Monitor de Radiación | \$15,000 por equipo |
| Porta-dosímetros | \$10 por porta-dosímetro |
| Bolsas para porta-dosímetro | \$1 por bolsa |
| Cristales de LiF (TLD-100) | \$50 por cristal |
| Computadora | \$10,000 por equipo |
| Sueldos | |
| Ingeniero Químico, ESR | \$10,000 por mes |
| Administrador | \$10,000 por mes |
| Secretaria | \$4,000 por mes |
| Ventas | \$6,000 por mes |
| Contador | \$3,000 por mes |
| Limpieza | \$1,500 por mes |

Tabla 4. Costos unitarios y sueldos

4.9. Estudio económico de inversiones. Inversión Fija

| Concepto | Costo Unitario | Número | Total |
|-------------------------------|-------------------------|----------------|------------------|
| Equipo TLD | \$360,000 por equipo | 1 | \$360,000 |
| Fuente Cs-137 | \$50,000 por fuente | 1 | \$50,000 |
| Mufla | \$10,000 por mufla | 1 | \$10,000 |
| Detector-Monitor de Radiación | \$15,000 por equipo | 1 | \$15,000 |
| Computadora | \$10,000 por equipo | 2 | \$20,000 |
| | Inversión fija = | TOTAL = | \$455,000 |

Tabla 5. Inversión fija

4.10. Estudio económico. Presupuesto de ingresos.

De acuerdo al número de clientes que se tiene de la cartera, y al número de usuarios que esperamos tener en un año se tiene la siguiente proyección en ingresos:

| MES | # Usuarios | Ingreso mensual | | | |
|---------------------------|------------|------------------|------------|-------------------|----------------|
| 1 | 123 | \$7,400 | | | |
| 2 | 397 | \$23,122 | | | |
| 3 | 413 | \$24,066 | | | |
| 4 | 415 | \$24,244 | Año | # Usuarios | Ingreso |
| 5 | 415 | \$24,244 | 1 | Varió, 537 | \$304,313 |
| 6 | 457 | \$26,908 | 2 | 1100 | \$805,200 |
| 7 | 467 | \$27,579 | 3 | 2200 | \$1,610,400 |
| 8 | 470 | \$27,816 | 4 | 4400 | \$3,220,800 |
| 9 | 477 | \$28,250 | | | |
| 10 | 493 | \$29,194 | | | |
| 11 | 495 | \$29,372 | | | |
| 12 | 537 | \$32,118 | | | |
| TOTAL PRIMER AÑO = | | \$304,313 | | | |

Tabla 6. Tabla de ingresos para el 1er. año y el total para los primeros 4 años

El **costo promedio del servicio** por usuario es de **\$61**.

En la tabla 6 se observa que se pretende que haya un crecimiento de 123 usuarios en el primer mes, hasta llegar a 537 usuarios en el primer año. Para las proyecciones anuales (número de usuarios) de los siguientes 3 años, se estima que puede crecer en la misma proporción hasta llegar a 4400 usuarios al terminar el año 4. Las metas que se proponen en el incremento de usuarios sí se pueden llegar, pues del mercado cautivo se tiene aproximadamente 9,000 usuarios que corresponde al 34% de los que llevan el control en la República Mexicana, el 66% no lleva control (26,471) y se pretende captar aproximadamente el 16.6 % (4,400 usuarios, 293 clientes).

4.11. Estudio económico. Presupuesto de gastos.

| Sueldos | Costo | Cantidad | Total |
|--|------------------|----------|-----------------|
| Ingeniero Químico | \$10,000 por mes | 1 | \$10,000 |
| Administrador | \$10,000 por mes | 1 | \$10,000 |
| Secretaria | \$4,000 por mes | 1 | \$4,000 |
| Ventas | \$6,000 por mes | 1 | \$6,000 |
| Contador | \$3,000 por mes | 1 | \$3,000 |
| Limpieza | \$1,500 por mes | 1 | \$1,500 |
| TOTAL EN SUELDOS = | | | \$34,500 |
| Total por año = \$34,500 X 12 = \$414,000 | | | |

Tabla 7. Presupuesto de gastos en sueldos

En la tablas 8, 9 y 10 se muestran los gastos mensuales y anuales para los 4 años.

| <u>AÑO 1</u> | <u>Por mes</u> | <u>Por año</u> |
|---|----------------|------------------|
| Gastos ventas: | | \$176,200 |
| -Dosímetros TLD-100 (550 X 4 X \$40) | | \$88,000 |
| -Porta-dosímetros (550 X \$10) | | \$11,000 |
| -Bolsas para porta-dosímetro (550 X \$1) | \$550 | \$6,600 |
| -Agua | \$100 | \$1,200 |
| -Teléfonos | \$800 | \$9,600 |
| -Renta | \$2,000 | \$24,000 |
| -Publicidad y demás | \$1,500 | \$18,000 |
| -Luz | \$200 | \$2,400 |
| -Nitrógeno | \$1,000 | \$12,000 |
| -Papelería | | \$4,000 |
| Gastos de Administración: | | \$459,000 |
| -Sueldos | \$34,500 | \$414,000 |
| -Apertura de empresa (una vez) | | \$9,000 |
| -Licencia de operación fuente ¹³⁷ Cs (cada 2 años) | | \$25,000 |
| -Cursos POE y ESR (una vez) | | \$11,000 |
| Gastos Indirectos de Fabricación | \$0 | \$0 |

Tabla 8. Gastos mensuales y anuales para año 1

| <u>AÑO 2</u> | <u>Por mes</u> | <u>Por año</u> |
|--|----------------|------------------|
| Gastos ventas: | | \$183,400 |
| -Dosímetros TLD-100 (550 X 4 X \$40) | | \$88,000 |
| -Porta-dosímetros (550 X 2 x \$10) | | \$11,000 |
| -Bolsas para porta-dosímetro (1100 X \$1) | \$1,100 | \$13,200 |
| -Agua | \$100 | \$1,200 |
| -Teléfonos | \$800 | \$9,600 |
| -Renta | \$2,000 | \$24,000 |
| -Publicidad y demás | \$1,500 | \$18,000 |
| -Luz | \$200 | \$2,400 |
| -Nitrógeno | \$1,000 | \$12,000 |
| -Papelería | | \$4,000 |
| Gastos de Administración: | | \$429,000 |
| -Sueldos | \$34,500 | \$414,000 |
| -Curso metrología | | \$15,000 |
| <u>AÑO 3</u> | <u>Por mes</u> | <u>Por año</u> |
| Gastos ventas: | | \$295,600 |
| -Dosímetros TLD-100 (1100 x 4 X \$40) | | \$176,000 |
| -Porta-dosímetros (1100 x 2 X \$10) | | \$22,000 |
| -Bolsas para porta-dosímetro (2200X \$1) | \$2,200 | \$26,400 |
| -Agua | \$100 | \$1,200 |
| -Teléfonos | \$800 | \$9,600 |
| -Renta | \$2,000 | \$24,000 |
| -Publicidad y demás | \$1,500 | \$18,000 |
| -Luz | \$200 | \$2,400 |
| -Nitrógeno | \$1,000 | \$12,000 |
| -Papelería | | \$4,000 |
| Gastos de Administración: | | \$421,000 |
| -Sueldos | \$34,000 | \$414,000 |
| -Renovación Licencia de operación fuente ¹³⁷ Cs | | \$7,000 |

Tabla 9. Gastos mensuales y anuales para año 2 y 3

| <u>AÑO 4</u> | <u>Por mes</u> | <u>Por año</u> |
|---|----------------|------------------|
| Gastos ventas: | | \$532,000 |
| -Dosímetros TLD-100 (2200 X 4 X \$40) | | \$352,000 |
| -Porta-dosímetros (2000 X 2 X \$10) | | \$44,000 |
| -Bolsas para porta-dosímetro (4400 X \$1) | \$4,400 | \$52,800 |
| -Agua | \$100 | \$1,200 |
| -Teléfonos | \$800 | \$9,600 |
| -Renta | \$2,000 | \$24,000 |
| -Publicidad y demás | \$1,500 | \$18,000 |
| -Luz | \$200 | \$2,400 |
| -Nitrógeno (2 tanques) | \$2,000 | \$24,000 |
| -Papelería | | \$4,000 |
| Gastos de Administración: | | \$414,000 |
| -Sueldos | \$34,000 | \$414,000 |

Tabla 10. Gastos mensuales y anuales para año 4

Se hizo el desglose por años, hasta llegar al número 4, porque son diferentes en cada año. La Licencia de operación de la fuente de Cs-137 se renueva cada dos años y el costo por apertura es muy diferente al costo por renovación.

En los costos de venta, en el primer año es para 537 usuarios y va aumentando cada año hasta llegar al año 4 con 4400 usuarios, también por eso es diferente para el año 1 que para los otros.

4.12. Capital de trabajo y depreciaciones

En la tabla 11 se muestra como se obtuvo el Capital de Trabajo (\$327,487) para el año 1. Hay que tomar en cuenta que se presta un servicio de renta. El usuario contrata con la empresa y nos dice cuantos usuarios (POE's) quiere y al pasar un mes se emite el informe de dosimetría personal junto con la factura y se paga por el servicio 1 semana después, por eso las cuentas por cobrar son a 45 días. Los gastos de ventas y administración están desglosados en las tablas 8 y 9 de este capítulo.

| | MES | | | | | | | | | | | |
|--|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 |
| Ingreso Mensual | \$0 | \$7,400 | \$23,122 | \$24,066 | \$24,244 | \$24,244 | \$26,908 | \$27,579 | \$27,816 | \$28,250 | \$29,194 | \$61,490 |
| Cuentas X cobrar (a 45 días) | \$7,400 | \$23,122 | \$24,066 | \$24,244 | \$24,244 | \$26,908 | \$27,579 | \$27,816 | \$28,250 | \$29,194 | \$29,372 | \$32,118 |
| Egreso Mensual (G.Ventas + G. Admón.) | \$184,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 | \$40,650 |
| Saldo | \$184,650 | \$33,250 | \$17,528 | \$16,584 | \$16,406 | \$16,406 | \$13,742 | \$13,071 | \$12,834 | \$12,400 | \$11,456 | -\$20,840 |
| Capital de Trabajo (acumulado) | \$184,650 | \$217,900 | \$235,428 | \$252,012 | \$268,418 | \$284,824 | \$298,566 | \$311,637 | \$324,471 | \$336,871 | \$348,327 | \$327,487 |

Tabla 11. Capital de trabajo

En la tabla 12 se pueden observar como se calcularon las depreciaciones por año, ya que éstas se utilizarán para el calculo de los flujos.

| año | Inversión equipo computo | Inversión demás equipo | Depreciación equipo computo (30% anual) | Depreciación demás inversión (10% anual) | Depreciación Total |
|-----|--------------------------|------------------------|---|--|--------------------|
| 0 | \$20,000 | \$435,000 | | | |
| 1 | | | \$6,000 | \$43,500 | \$49,500 |
| 2 | | | \$6,000 | \$43,500 | \$49,500 |
| 3 | | | \$6,000 | \$43,500 | \$49,500 |
| 4 | | | \$2,000 | \$43,500 | \$45,500 |

Tabla 12. Depreciaciones

4.13. Cálculo de flujos

| | AÑO 0 | AÑO 1 | AÑO 2 | AÑO 3 | AÑO 4 |
|---|-------------------|-------------------|------------------|--------------------|--------------------|
| INGRESOS | | \$304,313 | \$805,200 | \$1,610,400 | \$3,220,800 |
| COSTO DE VENTAS | | \$0 | \$0 | \$0 | \$0 |
| UTILIDAD BRUTA | | \$304,313 | \$805,200 | \$1,610,400 | \$3,220,800 |
| GASTO DE VENTAS | | \$176,800 | \$183,400 | \$295,600 | \$532,000 |
| GASTOS DE ADMINISTRACIÓN | | \$459,000 | \$429,000 | \$421,000 | \$414,000 |
| Gastos indirectos de producción | | \$0 | \$0 | \$0 | \$0 |
| UTILIDAD DE OPERACIÓN | | -\$331,487 | \$192,800 | \$893,800 | \$2,274,800 |
| DEPRECIACIÓN | | | \$49,500 | \$49,500 | \$45,500 |
| Gastos financieros | | | \$0 | \$0 | \$0 |
| UTILIDAD NETA ANTES DE IMPUESTOS | | | \$143,300 | \$844,300 | \$2,229,300 |
| REPARTO DE UTILIDADES (10% U.N.A.I.) | | | \$14,330 | \$84,430 | \$222,930 |
| IMPUESTO SOBRE LA RENTA (32% U.N.A.I.) | | | \$45,856 | \$270,176 | \$713,376 |
| UTILIDAD NETA DESPUÉS DE IMPUESTOS | | | \$83,114 | \$489,694 | \$1,292,994 |
| DEPRECIACIÓN | | | \$49,500 | \$49,500 | \$45,500 |
| FLUJO NETO DE OPERACIÓN | | | \$132,614 | \$539,194 | \$1,338,494 |
| +ING NO OPERATIVOS | | | \$0 | \$0 | \$0 |
| -EGRESOS NO OPERATIVOS | | | \$0 | \$0 | \$0 |
| CAPITAL DE TRABAJO | -\$327,487 | | | | |
| INVERSIÓN FIJA | -\$455,000 | | | | |
| FLUJO | -\$782,487 | -\$331,487 | \$132,614 | \$539,194 | \$1,338,494 |

Tabla 11. Flujos del año 0 al 4

4.14. Valor Presente Neto (VPN) y Tasa Interna de Retorno (TIR)

| Año | Inversión | Flujo de efectivo | Inversión | <u>Flujo de Efectivo</u> $(1+i)^n$ |
|----------|------------|-------------------|------------|---------------------------------------|
| 0 | -\$782,487 | | -\$782,487 | |
| 1 | | -\$331,487 | | -\$301,352 |
| 2 | | \$132,614 | | \$109,598 |
| 3 | | \$539,194 | | \$405,104 |
| 4 | | \$1,338,494 | | \$914,209 |
| SUBTOTAL | | | -\$782,487 | \$1,127,560 |
| TOTAL | | | | <u>\$345,073</u> |

Tabla 13. Componentes para cálculo del VPN

Para calcular la TIR se tiene lo siguiente:

$$VPN = 0 = \sum_{n=0}^4 (\text{INVERSIÓN O FLUJO DE EFECTIVO}) / (1 + \text{TIR})^n$$

Entonces la TIR = 0.15 = 19.7%

Para el cálculo del VPN se tiene lo siguiente:

Mi costo de oportunidad puede ser = $(\text{CETES} + \text{TIIIE})/2 = (6.98 + 7.9)/2 = 7.44$, pero yo tomaré = 10 %.

En la tabla 13 se desglosa el término de la ecuación para cada año y se calcula el VPN, en donde i es mi costo de oportunidad y n los años

$$VPN = \sum_{n=0}^4 VPN_n$$

VPN = \$345,073 pesos en moneda nacional año 2003

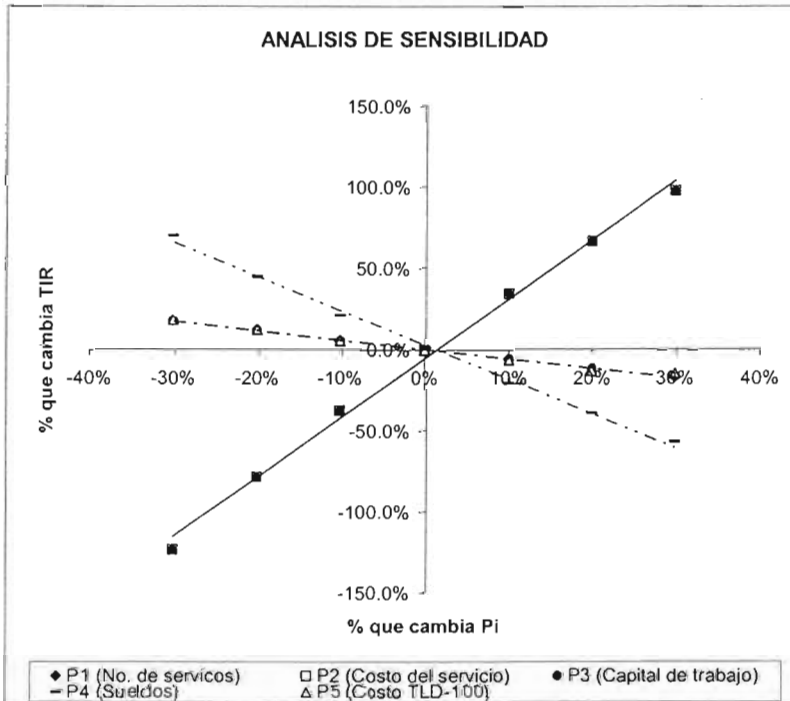
4.15. Análisis de sensibilidad

A continuación se presenta el análisis de sensibilidad del proyecto. Se tomaron en cuenta 5 variables: P1 (No. de servicios o usuarios), P2 (Costo del servicio), P3 (Capital de trabajo), P4 (Sueldos) y P5 (Costo cristal TLD-100). P1 y P2 tuvieron el mismo comportamiento lineal y fueron las más sensibles con la mayor pendiente, por lo que tenemos que cuidar esas variables en el proyecto para terminarlo con éxito.

ANALISIS DE SENSIBILIDAD

| | TIR | | | | | % de diferencia | | | | |
|------|------|------|------|------|------|-----------------|---------|--------|--------|--------|
| | P1 | P2 | P3 | P4 | P5 | P1 | P2 | P3 | P4 | P5 |
| -30% | -4.5 | -4.5 | 23.3 | 33.6 | 23.4 | -122.8% | -122.8% | 18.3% | 70.6% | 18.8% |
| -20% | 4.4 | 4.4 | 22.1 | 28.6 | 22.2 | -77.7% | -77.7% | 12.2% | 45.2% | 12.7% |
| -10% | 12.4 | 12.4 | 20.8 | 23.9 | 20.9 | -37.1% | -37.1% | 5.6% | 21.3% | 6.1% |
| 0% | 19.7 | 19.7 | 19.7 | 19.7 | 19.7 | 0.0% | 0.0% | 0.0% | 0.0% | 0.0% |
| 10% | 26.5 | 26.5 | 18.6 | 15.7 | 18.5 | 34.5% | 34.5% | -5.6% | -20.3% | -6.1% |
| 20% | 32.9 | 32.9 | 17.5 | 12.1 | 17.2 | 67.0% | 67.0% | -11.2% | -38.6% | -12.7% |
| 30% | 39.0 | 39.0 | 16.5 | 8.6 | 16.9 | 98.0% | 98.0% | -16.2% | -56.3% | -14.2% |

$\% \text{ De diferencia} = (\text{TIR nueva} - \text{TIR inicial}) / \text{TIR inicial}$



CAPITULO V

ÍNDICE

| |
|---|
| 5. PLANEACIÓN, EJECUCIÓN Y CONCEPTUALIZACIÓN |
| 5.1. BASES DE DISEÑO |
| 5.2. ALCANCE DEL PROYECTO |
| 5.3. PROGRAMA MAESTRO |
| 5.4. RUTA CRÍTICA |

5.1. BASES DE DISEÑO

1.0 GENERALIDADES.

Algunos puntos de las bases de diseño no aplican para el laboratorio de dosimetría. El proceso de dosimetría es físico y no hay transformaciones químicas: y en conjunto es una renta de un servicio.

1.1 Función de la planta.

El laboratorio de radiación y dosimetría dará un servicio inicial de dosimetría personal termolumiscente para 750 personas el primer año, para el segundo año de 1000, para el tercer año de 3000 y para el cuarto año de 3000, después de éste último año se tendrá que hacer un nuevo balance. El servicio consta de calibración de dosímetros y lectura mensual de cada dosímetro personal. El laboratorio se establecerá en una casa rentada en donde también quedarán establecidos las oficinas y baños.

1.2 Tipo de Proceso.

El proceso de dosimetría que se seguirá es el propuesto en esta tesis, el cual está validado por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias en su Programa Permanente de Supervisión de Dosimetría, que se lleva a cabo bajo su Gerencia de Seguridad Radiológica.

2.0 CAPACIDAD, RENDIMIENTO Y FLEXIBILIDAD.

2.1 Factor de Servicio.

El factor de servicio será de 0.8, equivalente a 292 días al año, 24 días al mes. El técnico encargado de leer los cristales TLD-100 cubrirá un horario de 40 horas a las semana.

2.2 Capacidad de la planta.

CAPACIDAD MÍNIMA: 123 USUARIOS AL MES = 492 CRISTALES TLD-100

CAPACIDAD MÁXIMA: 4400 USUARIOS AL MES = 17 600 CRISTALES TLD-100

Se considera desde el mínimo de usuarios que se tiene, hasta el máximo que se espera en el año 4. Se debe tomar en cuenta que leer un cristal tarda $\frac{3}{4}$ de minuto, por lo tanto leer 17600 cristales tardará 13200 minutos = 220 horas = 27.5 días de trabajo de 8 horas diarias.

La lectura del dosímetro personal es cada mes.

También se debe tomar en cuenta el tiempo para calibrar los cristales, de los cuales se debe tener el valor de su factor. antes de iniciar el servicio.

2.3 Flexibilidad bajo condiciones anormales.

2.3.1 Falla de electricidad.

El laboratorio no operará a falla de electricidad. El equipo de lectura TLD-3500 funcionará máximo una hora más al irse la luz usando un no-break.

3.0 ESPECIFICACIONES DE LAS MATERIAS PRIMAS.

| Materia Prima | ESPECIFICACIONES |
|--------------------------------|--|
| Cristales de Fluoruro de Litio | Cristales TLD-100 de 3 mm X 3 mm X 1 mm de ancho |

4.0 ALIMENTACIONES EN LÍMITE DE BATERIA

| Materia Prima | Estado físico | Procedencia | Forma de recibo |
|------------------|---------------|-------------|-----------------|
| Cristales de LiF | Sólido | Importado | Cajas |

5.0 ESPECIFICACIONES DE PRODUCTOS.

| Producto | Especificación |
|--------------------|---|
| Dosímetro personal | 2 Cristales TLD-100 en un portadosímetro con especificación del nombre y número de usuario y ID de los cristales. |

6.0 CAPACIDAD DE ALMACENAMIENTO

6.1 Almacenamiento de Materia Prima

El laboratorio contara con un espacio especial de 10 cm X 10 cm X 5 cm para el almacenamiento de los cristales TLD 100.

6.2 Almacenamiento de Productos

Los dosímetros se almacenarán en el laboratorio de dosimetría en un espacio de 1 m².

7. SERVICIOS AUXILIARES

El laboratorio deberá contar con los siguientes servicios auxiliares:

7.1 Nitrógeno

Se necesita un tanque de Nitrógeno líquido con un 98% de pureza conectado el equipo lector.

7.2 Agua

7.2.1 Agua Potable

Será suministrada en garrafones.

7.2.2. Agua de Usos Sanitarios

| Suministro: | Agua de recirculación |
|----------------------------|--|
| Presión de suministro: | 43 psig |
| Temperatura de suministro: | 70°F |
| Disponibilidad: | La que se requiera y almacenada en cisterna. |

7.3. **Energía Eléctrica.**

| Suministro: | CFE |
|--------------------|-------------------|
| Frecuencia: | 60 Hz |
| Fases | 120 volts: 1 fase |
| Disponibilidad | La requerida |

7.4. **Drenajes**

Se contará solo con el drenaje que va directo a la calle.

7.5. **Teléfonos**

Serán proveídos por Telmex.

8.0 **NORMATIVIDAD DE SEGURIDAD**

Licencia de operación para el uso de material radiactivo de una fuente sellada de Cs-137 para la irradiación de los cristales TLD-100.

9.0. **LOCALIZACIÓN DE LA PLANTA**

La localización del laboratorio será en Felix Pallavacini, Iztapalapa, D.F.

5.2. ALCANCE DEL PROYECTO

5.2.1. OBJETIVO

Realizar el Proyecto de Ingeniería de una Laboratorio de dosimetría para dar un servicio inicial para 123 y máximo de 44000 usuarios mensualmente. En un periodo de 69 días hábiles.

Empresa que lo realiza: Radiación y Dosimetría

Cliente: Facultad de Química. Universidad Nacional Autónoma de México.

Ubicación: Iztapalapa, D.F.

5.2.2. ALCANCE DE LAS INSTALACIONES

“Radiación y dosimetría” será el encargado de llevar a cabo el proyecto de un laboratorio de dosimetría y la adaptación de una casa con más de cuatro cuartos; uno para el laboratorio, otro para la fuente de Cs-137 y dos más para oficinas administrativas.

ARQUITECTURA

Diseño Arquitectónico

A. Terreno y construcciones

Se rentará una casa.

B. Edificio de oficinas y área de almacenamiento

Las dos oficinas estarán ubicadas en la misma casa y el almacenamiento de los dosímetros estará en el mismo laboratorio. Será suficiente con cuartos de 3 m X 3 m, y 2.5 m de altura. Cada uno tendrá un escritorio y computadora

C. Laboratorio de dosimetría: Equipo lector TLD.

Este laboratorio trabaja en conjunto, pero para cada una de las etapas se requiere que estén aislados, debido a la fuente de radiación de ^{137}Cs . Se adaptará un cuarto de calibración de 4 m X 3 m, y 2.5 m de altura. El cuarto contará con una mesa de trabajo de 3 m de largo X 1.5 m de ancho para el equipo lector y la computadora con periféricos; otra mesa de 1 m X 1 m será para colocar la mufla y trabajar con los dosímetros al abrirlos. El lugar contará con ventilación necesaria para cuando se trabaja con el Nitrógeno y la luz del laboratorio será de color amarilla cuando se utilice el equipo. El suministro de corriente eléctrica será de 120 volts.

D. Laboratorio de dosimetría: Calibración (Irradiación)

La fuente de Cs-137 estará ubicada en un cuarto solo de 4 m X 3m X 2.5 m de altura, que es el espacio suficiente para poder llevar a cabo la irradiación de los dosímetros. Se tendrá que forrar con barita o plomo de acuerdo a los cuartos que estén vecinos y a la actividad comprada. Si se procura poner la fuente en un lugar en donde no haya vecinos se evitará el costo de blindaje del cuarto.

Acabados

El acabado para todos los cuartos será el mismo. Las paredes de yeso, el piso y techo como este, de preferencia con loseta. La iluminación será a base de lámparas incandescentes (fluorescentes luz blanca) con difusores de acrílico. Cada cuarto contará con un nodo de conexión para red de computadora y una línea o extensión telefónica, y contactos eléctricos.

ELÉCTRICO

El eléctrico revisará que las conexiones sean a 120 volts.

LAY OUT



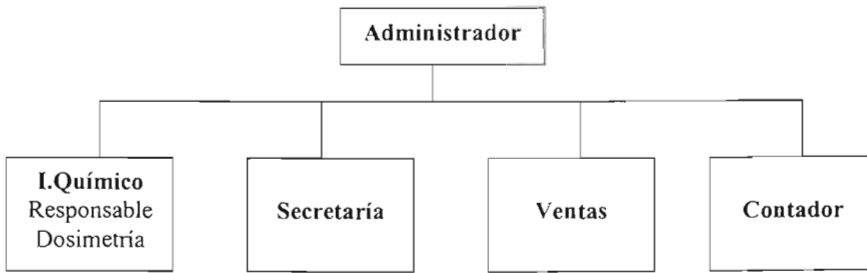
Figura 13. Arreglo físico del laboratorio de dosimetría

5.2.3. ALCANCE DE ACTIVIDADES

PROYECTO RADIACIÓN Y DOSIMETRÍA

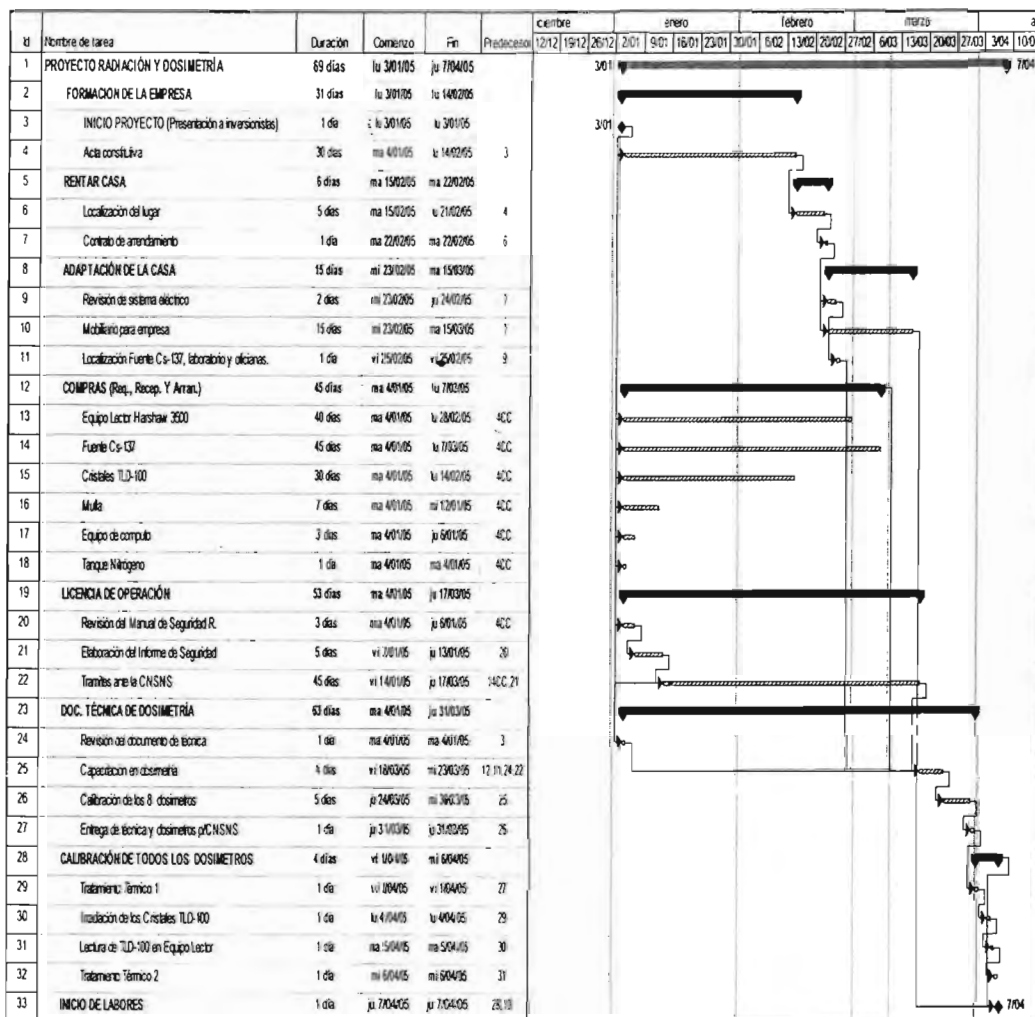
1. FORMACIÓN DE LA EMPRESA
 - Acta constitutiva
2. RENTAR CASA
 - Localización del lugar
 - Contrato de arrendamiento
3. ADAPTACIÓN DE LA CASA
 - Revisión de sistema eléctrico
 - Mobiliario para empresa
 - Localización Fuente Cs-137, laboratorio y oficinas
4. COMPRAS (Req., Recep. Y Arran.)"
 - Equipo Lector Harshaw 3500
 - Fuente Cs-137
 - Cristales TLD-100
 - Mufla
 - Equipo de computo
 - Tanque Nitrógeno
 -
5. LICENCIA DE OPERACIÓN
 - Revisión del Manual de Seguridad R.
 - Elaboración del Informe de Seguridad
 - Tramites ante la CNSNS
 -
6. DOCUMENTO TÉCNICA DE DOSIMETRÍA
 - Revisión del documento de técnica
 - Capacitación en dosimetría
 - Calibración de los 8 dosímetros
 - Entrega de técnica y dosímetros a la CNSNS
7. CALIBRACIÓN DE TODOS LOS DOSÍMETROS
 - Tratamiento Térmico 1
 - Irradiación de los Cristales TLD-100
 - Lectura de TLD-100 en Equipo Lector
 - Tratamiento Térmico 2

5.2.4. ORGANIGRAMA



5.3. PROGRAMA MAESTRO

El proyecto tuvo una duración 11 meses, ya que no se tenía experiencia en esta área, pero con el siguiente programa que se presenta el tiempo se optimiza a 69 días hábiles.



CAPITULO VI

ÍNDICE

| |
|---|
| 6. CONDICIONES CRITICAS PARA LA OPERACIÓN DEL PROYECTO |
|---|

| |
|---|
| 6.1. MANUAL DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA |
|---|

| |
|---|
| 6.1.1. Procedimientos Operativos |
|---|

| |
|--|
| 6.1.2. Procedimientos Administrativos |
|--|

| |
|--|
| 6.1.3. Procedimientos de Emergencia |
|--|

| |
|--------------------|
| 6.2. ANEXOS |
|--------------------|

6.1. MANUAL DE PROCEDIMIENTOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA

Para que el proyecto se lleve a cabo en el tiempo estipulado, es necesario contar con un Manual de Procedimientos de Seguridad Radiológica, ya que sin éste la CNSNS no dará la Licencia para el uso de la fuente de radiación (Cs-137). Por eso es de suma importancia que se cuente con un manual de seguridad y que se le hagan pocas modificaciones una vez que se decida arrancar con el proyecto. Se hace el desarrollo del manual y se aplica a la empresa "Radiación y Dosimetría S.A. de C. V".

Algunos apartados no se desarrollan, pues es muy extenso y los principios que se requieren para entender se encuentran en las generalidades de la tesis. Yo desarrollé este manual, sin embargo es propiedad de la empresa y se hacen algunas modificaciones en cálculos para no presentarlo tal cual.

El manual de seguridad radiológica debe desarrollarse de la siguiente manera:

| | Nombre | | Firma |
|----------|------------------------------------|---|-------|
| Elaboró: | I.Q. JUAN CARLOS RUIZ BUCIO | Encargado de Seguridad Radiológica | |
| Revisó: | | | |
| Aprobó: | | | |

PRÓLOGO

Este Manual de Procedimientos de Seguridad Radiológica es presentado a la C.N.S.N.S. por "Radiación y Dosimetría S. A. de C.V.", el cual fue elaborado por el Encargado de Seguridad Radiológica, I.Q. JUAN CARLOS RUIZ BUCIO, y tiene como objetivo primordial el que todas las acciones en que se involucre material radiactivo sean ejecutadas como un conjunto de procedimientos para operaciones rutinarias o de emergencia, por cada una de las actividades que se realicen, así como para afrontar incidentes y estar prevenidos en caso de posibles accidentes que pudieran presentarse.

OBJETIVO

El objetivo del manual de procedimientos de Seguridad Radiológica es proporcionar al POE de las diversas áreas, que en sus trabajos de investigación involucran el manejo de materiales radiactivos, un conjunto de procedimientos para algunas operaciones rutinarias, además de otras específicas, así como de emergencia, para complementar lo que se ha aprendido en un entrenamiento previo, también para afrontar situaciones de incidentes y accidentes que pudieran presentarse.

INTRODUCCIÓN

Este manual está diseñado para ser utilizado en la calibración de cristales TLD-100.

El contenido general del manual es:

- Procedimientos de Operaciones.
- Procedimientos Administrativos.
- Procedimiento de Emergencias.

El presente Manual esta dirigido al POE de la empresa, mismo que utilizará Material Radiactivo y que debe de observar reglas estrictas en el desempeño de sus labores, para que de este modo realice un trabajo eficiente en todas las actividades que involucren al Material Radiactivo, disminuyendo así la posibilidad de que ocurra un accidente. Por el momento la única persona que utilizará la fuente es el Encargado de Seguridad radiológica (ESR).

6.1.1. PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN

PO-RADDOS-001: RECEPCIÓN DE LAS FUENTES DE RADIACIÓN.

1.1. OBJETIVO:

1.1.1. Llevar a cabo los procedimientos apropiados para recibir la fuente sellada de ^{137}Cs con una actividad de 7.4 GBq (200mCi) la cual viene en su contenedor, para el laboratorio de calibración de la empresa "Radiación y Dosimetría S.A. de C.V.",

1.2. REFERENCIAS:

1.2.1. Instructivo para la preparación del Manual de Procedimientos de Seguridad Radiológica, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), Agosto de 1994.

1.2.2. Reglamento General de Seguridad Radiológica, Diario Oficial de la Federación, 22 de Noviembre de 1988.

1.2.3. Curso de Protección Radiológica para el uso de fuentes abiertas y selladas, Instituto de Ciencias Nucleares-UNAM, 14-25 de Octubre de 2002.

1.2.4. Curso de Protección Radiológica Nivel Encargado de Seguridad Radiológica para Instalaciones Tipo 1-C, Servicios Integrales para la Radiación, S.A. de C.V., 11-18 de Noviembre de 2002.

1.3. DEFINICIONES:

1.4. REQUISITOS PREVIOS:

1.4.1. El ESR deberá haber aprobado un curso de Seguridad Radiológica nivel Encargado de Seguridad Radiológica para instalaciones tipo 1-C, autorizado por la CNSNS.

1.5. MATERIAL Y EQUIPO:

1.5.1. Detector Geiger-Müller (GM)

1.5.2. Hisopo, guantes, etiquetas y bolsas de 3 X 5 cm aproximadamente.

1.6. PRECAUCIONES:

1.6.1 Antes llevar a cabo la recepción, se debe tener listo el material y equipo a utilizar.

1.7. INSTRUCCIONES:

1.7.1. El material radiactivo debe ser recibido por el ESR y el permisionario y deberá ser examinado inmediatamente después de haberlo recibido.

1.7.2. Pedir y checar el certificado expedido por el fabricante que indique la actividad de la misma.

1.7.3. Monitoreo externo

- a) Ponerse la bata
- b) Colocar la fuente sobre la mesa
- c) Determinar la rapidez de exposición en la superficie y a un metro de distancia del paquete con un monitor GM.
- d) La rapidez de exposición en la superficie del contenedor no debe exceder de 5.2×10^{-5} C/Kgh (200 mR/h) ó a 1 metro de distancia 5.2×10^{-7} C/Kgh (2 mR/h).

1.7.4. Monitoreo por frotis

- a) Ponerse la bata y guantes
- b) Ubicar el área a frotar, la cual será alrededor del vástago de la fuente.
- c) Anotar en una etiqueta los datos de la fuente (isótopo, serie, actividad, empresa y fecha de obtención de la muestra). Adhérerla a una bolsa de plástico de 3 X 5 cm aproximadamente.
- d) Con un Hisopo previamente húmedo frotar el área seleccionada.
- e) Introducir el frotis en la bolsa que tiene los datos de la fuente, sellarla y enviarla a su lectura.

1.8. ANEXOS:

1.8.1. Bitácora de recepción, uso y desecho de material radiactivo.

PO-RADDOS-002: ALMACENAMIENTO DE LAS FUENTES DE RADIACIÓN IONIZANTE.**2.1. OBJETIVO:**

2.1.1. Mantener un control adecuado de las fuentes de radiación ionizante cuando no se encuentren en uso.

2.2 REFERENCIAS:**2.3. DEFINICIONES:****2.4. REQUISITOS PREVIOS:**

2.4.1 Selección de un área dedicada al almacenamiento de fuentes, que deberá ser adecuada desde el punto de vista de seguridad radiológica y física.

2.4.2. Revisar el procedimiento anterior.

2.5. MATERIAL Y EQUIPO:**2.6. PRECAUCIONES:**

2.6.1. Se deben tomar las precauciones necesarias, de tal manera, que la probabilidad de un accidente en el área de almacenamiento sea mínima. El único riesgo que se tiene es de irradiación porque se almacena una fuente sellada.

2.7. INSTRUCCIONES:**2.7.1. LUGAR DE ALMACENAMIENTO**

- a) La fuente de radiación debe estar en un cuarto de 4 m X 3 m X 2.5 m de largo, ancho y alto, respectivamente. La fuente siempre estará en el cuarto de calibración para tener un control de la misma.

- b) Cuando no estén en uso, la fuente radiactiva estará colocada arriba de una mesa y en el cuarto de calibración. Cuando esta en uso, estará colocada arriba de una base que viene integrada con la fuente.
- c) El lugar de almacenamiento debe estar señalizado y estará a cargo el ESR. Sólo éste y el administrador general tendrán acceso al cuarto en donde se encuentra la fuente.
- d) El lugar de almacenamiento debe elegirse de modo que el riesgo de inundación o incendio sea mínimo.

2.7.2. CONDICIONES DE ALMACENAMIENTO.

- a) Se deberán marcar claramente la fuente de radiación, indicando su actividad y naturaleza.
- b) La radiación no debe de exceder de 200 mR/h a contacto y de 2 mR/h a 1 m de distancia.

PO-RADDOS-003: USO DE EQUIPO Y/O DISPOSITIVO QUE CONTIENE LA FUENTE DE RADIACIÓN IONIZANTE, CAMBIO O REEMPLAZO DE LAS FUENTES DE RADIACIÓN.

3.1. OBJETIVO:

3.1.1. Seleccionar y usar adecuadamente los equipos que contienen fuentes de radiación ionizantes.

3.2. REFERENCIAS:

3.3. DEFINICIONES:

3.4. REQUISITOS PREVIOS:

3.4.1. La fuente y su contenedor al ser nuevos, tienen garantía por un año en cuanto al mantenimiento de la misma. El contenedor también viene certificado.

3.5. MATERIAL Y EQUIPO:

3.6. PRECAUCIONES:

3.6.1 El POE debe conocer los procedimientos de operación adecuada del contenedor.

3.7. INSTRUCCIONES:

3.7.1. El contenedor de la fuente se opera de manera manual, entonces toda operación o mantenimiento se hace de manera manual.

3.7.2. Prueba de rutina. Las pruebas de rutina son aquellas que se llevan a cabo regularmente en el instrumento, para asegurar su comportamiento óptimo en cualquier momento. Estas pruebas se pueden llevar a cabo cada semana, mes, 3 meses, 6 meses, un año (como pruebas de referencia), o como pruebas operacionales diariamente, o cada que se utilice el instrumento.

3.7.3. Mantenimiento preventivo y correctivo. Este mantenimiento lo hará el Encargado de Seguridad Radiológica, debido a la simpleza del dispositivo, al cual se le revisara para ver que no hay corrosión, que el obturador sirve, y que los candados estén en buen estado. El mantenimiento preventivo es vital para que el instrumento se mantenga operando satisfactoriamente.

3.7.4. Cambio de fuente. La fuente se reemplazará si el contenedor presenta fugas. Se debe tener un control cuando ya no se ocupe la fuente y el responsable deberá incluir en la solicitud la marca del equipo, número de serie, fuente (tipo y actividad), y fecha de compra.

3.7.5. Para una correcta operación del instrumento se deben seguir al pie de la letra los procedimientos señalados en el manual de operación proporcionado por el proveedor.

3.8. ANEXOS

3.8.1 Registro de mantenimiento. Deberá incluirse en el registro: Marca, modelo, número de serie del contenedor y observaciones. Fecha, nombre y firma de la persona que lo realizó.

PO-RADDOS-004: VERIFICACIÓN DE LOS SISTEMAS DE SEGURIDAD INCORPORADOS AL EQUIPO Y/O DISPOSITIVO QUE CONTIENE LA FUENTE DE RADIACIÓN IONIZANTE.

4.1. OBJETIVO:

4.1.1. Verificar los sistemas de seguridad incorporados al equipo que contiene fuente de radiación ionizante.

4.2. REFERENCIAS:

4.3. DEFINICIONES:

4.4. REQUISITOS PREVIOS:

4.4.1. Conocer el funcionamiento del contenedor, para lo cual se tendrá que leer el manual de operación de éste.

4.5. MATERIAL Y EQUIPO:

4.6. PRECAUCIONES:

4.6.1 Sólo debe tener acceso a los dos candados de la fuente el operador y el ESR.

4.7. INSTRUCCIONES:

4.7.1. Para poder trabajar con la fuente se tienen provisto dos candados uno en cada extremo del contenedor. Sólo el operador tiene acceso a estas llaves. La manera de poderlos quitar es manualmente.

4.7.2 Después de terminar de trabajar con la fuente, se vuelven a poner los candados al contenedor.

PO-RADDOS-005: DOSIMETRÍA PERSONAL EXTERNA**5.1. OBJETIVO:**

5.1.1. Orientar a las personas y autoridades sobre la protección de los POE'S contra las radiaciones ionizantes.

5.1.2. Llevar a cabo programas de vigilancia radiológica individual

5.2. REFERENCIAS:**5.2. DEFINICIONES:****5.4. REQUISITOS PREVIOS:**

5.4.1. El POE deberá estar autorizado por la CNSNS para trabajar con material radiactivo.

5.4.2. El POE deberá contar con un dosímetro de uso personal.

5.5. MATERIAL Y EQUIPO:**5.6. PRECAUCIONES:**

5.6.1 No guardar el dosímetro en lugares donde existan niveles altos de radiación.

5.7. INSTRUCCIONES:

5.7.1. La finalidad de la dosimetría personal es conocer los datos necesarios para estimar los equivalentes de dosis recibidos en todo el cuerpo, en la piel o en las extremidades.

5.7.2. Para evaluar los equivalentes de dosis recibidos, el POE deberá portar el dosímetro en todo momento cuando se encuentre en un área donde se almacene o trabaje con material radiactivo, y cuando trabaje con éste.

5.7.3. Los dosímetros se evalúan cada mes.

5.7.4 Los dosímetros deberán colocarse en la posición correcta que represente el equivalente de dosis de las partes del cuerpo expuestas. Para el cuerpo total generalmente se colocan en la cintura o en el pecho.

5.8. ANEXOS

5.8.1. La empresa llevará un registro de los resultados de la dosimetría individual y el POE deberá conocer los niveles máximos permisibles de dosis absorbida anualmente.

PO-RADDOS-006: CALIBRACIÓN O VERIFICACIÓN DE LOS EQUIPOS DETECTORES DE RADIACIÓN IONIZANTE

6.1. OBJETIVO:

6.1.1. Mantener en funcionamiento adecuado el equipo utilizado en la detección de radiaciones ionizantes.

6.2. REFERENCIAS:

6.3. DEFINICIONES:

6.4. REQUISITOS PREVIOS:

6.4.1. Cada persona que emplee material radiactivo debe tener en su laboratorio cuando menos un detector Geiger Müller, con una ventana delgada de cerca de 2 mg/cm^2 , capaz de detectar 0.1 mR/h con el fin de trabajar en condiciones de protección radiológica adecuada. Este monitor debe tener incluido un sistema de audio.

6.5. MATERIAL Y EQUIPO:

6.6. PRECAUCIONES:

6.6.1. Un instrumento que ha demostrado ser de gran utilidad en la protección radiológica, es

el monitor portátil de radiación. En la actualidad existe una gran variedad de ellos, por lo que su selección y uso correcto dependen del tipo y energía de la radiación.

6.6.2. El detector que se utilice debe ser sensible a la radiación que se desea medir (alfa, beta gamma, rayos X o neutrones) y la energía que posee. Para nuestro caso en particular la fuente de radiación es de ^{137}Cs el cual emite partículas beta negativas y gamma.

6.6.3. Es fundamental determinar el intervalo de medición del instrumento, ya que en muchas ocasiones se requiere de alta sensibilidad y capacidad de conteos altos, como son los casos de rastreo de fuentes extraviadas y medición de fuentes de gran actividad.

6.7. INSTRUCCIONES:

6.7.1. Al tomar en cuenta las precauciones anteriores junto con el manejo apropiado del detector, se evitará una continua calibración.

6.7.2. Es responsabilidad del investigador hacer los arreglos necesarios para que el detector sea calibrado cuando menos una vez al año.

6.7.3. El uso de los detectores es directo, pero para un buen funcionamiento se deben considerar los siguientes puntos.

a) Maneje el detector con cuidado, como lo haría con cualquier otro instrumento delicado. Cuando no lo utilice, guárdelo en un lugar limpio y seco. Después de emplearlo ponga la cubierta a la sonda y evite cualquier golpe sobre todo a la sonda.

b) Asegúrese que el detector esté apagado cuando no esté en uso y antes de emplearlo verifique el estado de las baterías, cuando no utilice el instrumento por períodos largos, quite las baterías para evitar daño causado por la corrosión de las mismas.

c) Se deben interpretar en forma adecuada los números que aparecen en la carátula. Como en un multímetro, los medidores de radiactividad tienen diferentes escalas, así que debe estar seguro en qué escala está tomando la lectura.

d) Existe un selector de tiempo de respuesta (constante de tiempo) para alargar el tiempo de lectura. Cuando se midan niveles de radiación muy bajos, la naturaleza aleatoria de los eventos que ionizan el gas en el detector, hacen que la aguja del medidor cambie de un lado a otro en forma repentina, lo que dificulta la lectura. En este caso, incremente el tiempo de respuesta para amortiguar el movimiento de la aguja y poder tomar la lectura en forma sencilla. Antes de tomar una lectura, espere el tiempo necesario para que la aguja del medidor se estabilice.

6.7.4 Bajo condiciones normales de funcionamiento, las tres aplicaciones principales de los detectores en protección radiológica son el manejo de fuentes dentro de un local, la determinación de niveles de radiación y la realización de pruebas de fuga.

6.8. ANEXOS

6.8.1. El operador responsable deberá mantener el registro de calibración de los detectores a su cargo.

PO-RADDOS-007: PRUEBA DE FUGA A LAS FUENTES SELLADAS (TOMA DE LA MUESTRA).

7.1. OBJETIVO:

7.1.1. Determinar la integridad física de la cápsula que aísla el material radiactivo del medio que la rodea.

7.2. REFERENCIAS:

7.3. DEFINICIONES:

7.4. REQUISITOS PREVIOS

7.4.1 Que el ESR conozca adecuadamente los procedimientos para efectuar la prueba de fuga.

7.5. MATERIAL Y EQUIPO

7.6. PRECAUCIONES:

7.6.1 Es necesario realizar todas las operaciones cuidadosamente a fin de evitar una posible contaminación. Como es una fuente sellada, es muy poco probable que haya contaminación pero siempre al realizar un frotis se debe pensar como si hubiera contaminación.

7.6.2 La "prueba de fuga" es un método para conocer la integridad física de la cápsula que aísla al material radiactivo del medio que lo rodea. Cuando la superficie exterior de dicha cápsula se encuentra contaminada con material radiactivo, lo más probable es que la causa sea una fuga del material, debido a alguna fisura, ó pérdida de hermeticidad de la cápsula. Entonces, la contaminación puede extenderse y llegar a la superficie externa del contenedor y de allí pasar a otros cuerpos

7.6.3. Al efectuar la "prueba de fuga", lo que se intenta es coleccionar material radiactivo proveniente de una cápsula que haya perdido su hermeticidad. Cuando la radiactividad coleccionada es mayor que 185 Bq (0.005 μ Ci), se considera que existe fuga de material radiactivo. En este caso, la fuente deberá ser retirada de servicio (tomando las precauciones adecuadas de protección contra la irradiación) y eliminarse como desecho.

7.7. INSTRUCCIONES

7.7.1. Tomá de frotis

- a) Ponerse la bata y guantes.
- b) Ubicar el área a frotar, la cual será alrededor del vástago de la fuente.
- c) Anotar en una etiqueta los datos de la fuente (isótopo, serie, actividad, empresa y fecha de obtención de la muestra). Adhlerirla a una bolsa de plástico de 3 X 5 cm aproximadamente.
- d) Con un Hisopo previamente húmedo frotar el área seleccionada.
Mida la actividad total en el papel. Si es menor a 0.005 μ Ci, se considerará que la fuente está libre de contaminación radiactiva superficial.
- e) Introducir el frotis en la bolsa que tiene los datos de la fuente, sellarla y enviarla a su lectura
- f) Los resultados de la prueba de fuga deberán ser remitidos a la empresa y deberán estar a la mano.

PO-RADDOS-008: LEVANTAMIENTO DE NIVELES DE RADIACIÓN**8.1. OBJETIVO:**

8.1.1 Optimizar el criterio de niveles de radiación, en el contorno del blindaje de la fuente de radiación.

8.1.2. Efectuar vigilancia radiológica general de zona con miras a determinar si es necesario adoptar medidas de protección.

8.2. REFERENCIAS:**8.3. DEFINICIONES:****8.4. REQUISITOS PREVIOS:**

8.4.1. El POE debe conocer perfectamente los procedimientos adecuados para efectuar el levantamiento de niveles de radiación.

8.5. MATERIAL Y EQUIPO:**8.6. PRECAUCIONES:**

8.6.1. Además de la vigilancia individual, por dosimetría externa, se debe efectuar una vigilancia radiológica general, la cual debe realizarse periódicamente o continuamente, según los riesgos de irradiación externa, con el fin de determinar en qué medida las personas, lugares de trabajo y objetos están expuestos a las radiaciones,

8.7. INSTRUCCIONES.

8.7.1. El levantamiento de nivel se debe tomar cada mes y se llevará su registro y cada vez que se lleve a cabo se debe contar con un dosímetro.

8.7.2. Se debe de hacer a la recepción de la fuente con su contenedor.

8.7.3. En caso de incidente o accidente que involucre a los contenedores.

- 8.7.4. Cuando se presume una falla en la integridad del contenedor.
- 8.7.5. Para el levantamiento de nivel se requiere utilizar un detector GM con una escala de 0.1 a 100 mR/h, pues es el adecuado para nuestra fuente de radiación de ¹³⁷Cs.
- 8.7.6. Aún cuando es de interés conocer los niveles de radiación en todo el contorno del contenedor es posible su medición en los 3 ejes (x,y,z).
- 8.7.7. Una vez listo el detector, obtener los niveles a contacto y a 30 cm del contenedor, aunque el RGSR indica a 100 cm. Se debe registrar los niveles de radiación.
- 8.7.8. Los niveles se toman con el obturador cerrado.
- 8.7.9. La operación debe efectuarse antes de emprender un proyecto, después de toda modificación considerable de la instalación, así como durante la realización de un proyecto.

8.8. ANEXOS

- 8.8.1. Se debe tener un registro de niveles de radiación y estar junto al manual de seguridad radiológica.

PO-RADDOS-009: OPERACIÓN DE FUENTES RADIATIVAS.

9.1. OBJETIVO:

- 9.1.1. Que el POE conozca las precauciones que deberá tener al manejar material radiactivo en el laboratorio de calibración.

9.2. REFERENCIAS:

9.3. DEFINICIONES:

9.4. REQUISITOS PREVIOS:

- 9.4.1. El Encargado de Seguridad Radiológica (ESR) deberá haber aprobado un curso de Seguridad Radiológica nivel Encargado de Seguridad Radiológica para instalaciones tipo 1-C, autorizado por la CNSNS.

9.4.2 El POE debe conocer perfectamente los procedimientos adecuados de trabajo antes de manejar material radiactivo.

9.4.3. El POE deberá haber aprobado un curso de Seguridad Radiológica en Medicina Nuclear autorizado por la CNSNS.

9.4.4. El POE deberá estar autorizado por la CNSNS para trabajar con material radiactivo.

9.4.5. Hacer la selección del proceso y la técnica de manejo del material radiactivo con antelación a la elaboración de la calibración.

9.5. MATERIAL Y EQUIPO:

9.6. PRECAUCIONES:

9.6.1. Se debe trabajar de manera que, antes de empezar se tenga bien establecido lo que se va a hacer para evitar exposiciones innecesarias.

9.7. INSTRUCCIONES:

9.7.1. El laboratorio de calibración se utilizará para calibrar cristales de LiF de 3 mm X 3 mm X 1mm, de largo, ancho y grosor. El tiempo de calibración depende de la dosis necesaria para elaborar la curva de calibración adecuada, al mismo tiempo se irradiarán varios cristales de LiF.

9.7.2. Para llevar a cabo la irradiación de los cristales de LiF se colocara la fuente al centro de una mesa y el LiF estara a 1 metro de distancia de la fuente.

9.7.3. La rapidez de exposición de la fuente sin blindaje es de 700 mR/h a 30 cm de distancia y de 64 mR/h a 100 cm de distancia.

9.7.4. El tiempo que la persona estará expuesta a la radiación gamma emitida por el ^{137}Cs es de 20 segundos, 10 segundos en lo que saca y pone la fuente al centro del círculo (de 1 metro de radio) en donde se encuentran los cristales y 10 segundo en lo que regresa la fuente a su contenedor. No olvidar portar el dosímetro personal.

9.7.5. Con esta forma de trabajo se reduce la exposición a lo más bajo posible. Si la norma nos indica que para POE la dosis no debe exceder 50 mSv/año (para reducir los efectos estocásticos a niveles aceptables), entonces:

$(700 \text{ mR/h}) \times (1 \text{ rem} / 1 \text{ R}) \times (1 \text{ Sv} / 100 \text{ rem}) \times (1 \text{ h} / 3600 \text{ s}) \times (20 \text{ s}) = 0.039 \text{ mSv}$ por sesión de trabajo.

Si en un año no debo exceder 50 mSv, $(50 \text{ mSv} / 0.039 \text{ mSv}) = 1282$ veces que puede trabajar la misma persona.

9.7.6. En el cálculo anterior se tomo la exposición a 30 cm de la fuente y se considera 1 rem = 1 R para radiación electromagnética. También 1Sv = 100 rem y lo demás son conversiones.

9.7.7. Una vez terminado el trabajo, se procederá a poner los dos candados en los extremos de la fuente y a cerrar el cuarto con llave.

PO-RADDOS-0010: DESTINO DE LAS FUENTES EN DESUSO.

10.1. OBJETIVO:

10.1.1. Realizar el manejo adecuado cuando la fuente ya no se use.

10.2. REFERENCIAS:

10.3. DEFINICIONES:

10.4. REQUISITOS PREVIOS:

10.4.1. Que el encargado de seguridad radiológica determine las causa de porque ya no esta en uso la fuente.

10. MATERIAL Y EQUIPO:

10. 6. PRECAUCIONES:

10.6.1. Se debe tomar en cuenta que el Instituto de Investigaciones Nucleares (ININ) es la única institución autorizada para recibir la fuente que este en desuso.

10.7. INSTRUCCIONES.

10.7.1. Cuando la fuente de un equipo se pretenda desechar, ya sea por la edad del instrumento o porque éste presente problemas técnicos que no sean reparables, se debe informar al ESR y al representante de la empresa.

10.7.2. Se debe mencionar la marca del equipo, modelo, tipo de fuente, actividad, fecha de compra, responsable y lugar de adscripción del equipo.

10.7.3. Antes de retirar la fuente junto con el blindaje, se deben efectuar pruebas de fuga.

10.7.4. Solamente personas autorizadas por la CNSNS deben retirar la fuente del equipo, la cual se almacenará hasta que las autoridades competentes la retiren de la empresa.

6.1.2. PROCEDIMIENTOS ADMINISTRATIVO

PA-RADDOS-001: ELABORACIÓN, REVISIÓN Y APROBACIÓN DE LOS PROCEDIMIENTOS

1.1. OBJETIVOS

1.1.1. Elaborar, revisar y aprobar los procedimientos del presente manual.

2.1. REFERENCIAS

1.3. DEFINICIONES

1.4. REQUISITOS PREVIOS

1.4.1. Que la empresa esta bien organizada.

1.5. MATERIAL Y EQUIPO

1.5.1. Computadora y papelería.

1.6. PRECAUCIONES

1.6.1. Seguir el formato que pide la CNSNS

1.7. INSTRUCCIONES

1.7.1. El Encargado de Seguridad Radiológica tiene bajo su dirección y vigilancia todo lo relacionado con la Seguridad Radiológica en el centro de investigación.

1.7.2. El Encargado de Seguridad Radiológica está apoyado por el Permissionario en todos los aspectos relacionados con la supervisión y modificación del programa de Seguridad Radiológica.

1.7.3. El Encargado de Seguridad Radiológica tiene como principal tarea, vigilar que los procedimientos propuestos se cumplan, así como lo indicado en el Reglamento General de Seguridad Radiológica aplicable al Servicio del Laboratorio que hace uso de las radiaciones ionizantes.

1.7.4. Cualquier modificación propuesta al programa de seguridad radiológica deberá ser discutida entre el encargado de seguridad radiológica y el representante legal de la empresa antes de tomarse como definitiva, una vez aceptada debe hacerse del conocimiento de todo el personal del centro para que esté enterado de esta.

1.7.5. Los procedimientos deberán ser elaborados por el ESR y autorizados por la CNSNS.

1.7.6. Para la elaboración, revisión y aprobación de los procedimientos se debe tomar en cuenta el tipo de trabajo que se realiza en la empresa.

1.7.7. Estos procedimientos se deben actualizar cuando menos cada 2 años.

1.7.8. Para la elaboración de los procedimientos se debe seguir el "Instructivo para la preparación del Manual de Procedimientos de Seguridad Radiológica" preparado por la CNSNS.

1.7.9. El programa para procesar la información será Word (mínimo versión 97) y el tipo de letra será Ariel 12 y el título del procedimiento estará en negrillas.

1.7.10. La identificación del procedimiento se hará de acuerdo al tipo de procedimiento en la forma siguiente:

- a) operativos: PO-DADDOS - 00X
- b) administrativos: PA-RADDOS - 00X
- c) emergencia: PE-RADDOS - 00X

"X" es el número de procedimiento y se numera continuamente partiendo de 1 para cada procedimiento.

1.7.11. Cada hoja del manual será impresa en papel membreteado de la empresa y se adicionará en el encabezado: "Título, documento (es el nombre del archivo electrónico), fecha, revisión, hoja "x"/"y"" y las iniciales de quien lo elaboró. La numeración del manual de seguridad radiológica se hará consecutivamente.

1.7.12. En la primera hoja del manual aparecerá: título del manual, quién lo elaboró, revisó, aprobó con nombre, firma y fecha correspondientes.

PA-RADDOS-002: DETERMINACION DE LAS ZONAS (CONTROLADAS, NO CONTROLADAS, RESTRINGIDAS).

2.1. OBJETIVOS

2.1.1. Definir las zonas dentro la empresa, a las cuales tendrán acceso el público en general y el personal ocupacionalmente expuesto.

2.2. REFERENCIAS

2.3. DEFINICIONES

2.4. REQUISITOS PREVIOS

2.4.1. Que "RADDOS" sea el responsable de la determinación de las zonas controladas, no controladas y restringidas.

2.5. MATERIAL Y EQUIPO

2.6. PRECAUCIONES

2.6.1. El laboratorio de calibración, que es el que maneja material radiactivo, debe tener las señalizaciones correspondientes.

2.7. INSTRUCCIONES

2.7.1. En toda instalación radiactiva se establecen áreas controladas, no controladas y restringidas para brindar Seguridad Radiológica.

2.7.2. En las áreas controladas y restringidas tienen acceso únicamente el POE. y queda prohibido introducir e ingerir bebidas y alimentos y fumar.

2.7.3. Se designarán como zonas no controladas, a toda la empresa con excepción del cuarto de calibración que es donde se encontrará la fuente de radiación de ^{137}CS en su contenedor. Una persona que se encuentre en una zona no controlada no debe recibir más

de 5 mSv al año o 0.0416 mSv al mes en un año laboral. La zona controlada estará bajo la supervisión del ESR.

2.7.4. En la zona controlada debe existir la señalización adecuada, controles de acceso apropiados e instrucciones para emergencia.

PA-RADDOS-003: DETERMINACIÓN DE LOS LÍMITES Y NIVELES DE REFERENCIA

3.1. OBJETIVOS.

3.1.1. Establecer un sistema de limitación de dosis al cual deben sujetarse las dosis recibidas, a consecuencia de la exposición a fuentes radiactivas, por el POE de la empresa.

3.1.2. Estos límites tienen como fin evitar los efectos no estocásticos y limitar la ocurrencia de los estocásticos a un nivel aceptable.

3.2. REFERENCIAS

3.3. DEFINICIONES

3.4. REQUISITOS PREVIOS

3.4.1. Que el Encargado de Seguridad radiológica haya aprobado un curso en "Protección Radiológica".

3.5. MATERIAL Y EQUIPO

3.5.1. Dosímetros TL y Detectores GM.

3.6. PRECAUCIONES

3.6.1. Con el fin de evitar que sean rebasados los límites y niveles de referencia, todo el personal de la empresa que maneje material radiactivo debe seguir las Instrucciones de los procedimientos operativos del presente manual.

3.7. INSTRUCCIONES

3.7.1. Límites.

Los límites primarios de dosis equivalente son:

P. O. E.

ÓRGANOS DOSIS

| | |
|--------------------------------------|-------------------------------------|
| Todo el cuerpo, gónadas, médula ósea | 0.05 Sv en un año |
| Piel, otros órganos y tejidos | 0.15 Sv en un año |
| Manos | 0.75 Sv en un año |
| Antebrazos | 0.30 Sv en un año |
| Mujer fértil (con respecto al feto) | 0.005 Sv en el periodo de gestación |

NO P. O. E:

| | |
|------------|--------------------|
| Individual | 0.005 Sv en un año |
|------------|--------------------|

3.7.2 La exposición máxima en todo el cuerpo para individuos menores de 18 años debe ser de 10 mSv (1 rem) por año.

3.7.3 La dosis máxima permitida para un feto es de 0.1 rem. Una vez que se detecta embarazo, la exposición del feto no debe exceder de 0.1 mSv (0.01 rem) por mes.

3.7.4 Se recomienda que la dosis que reciba la mujer embarazada sea lo más uniformemente distribuida respecto al tiempo y que la probabilidad de que reciba 15 mSv (1.5 rem) al año sea muy baja.

3.7.5. Cuando la mujer se encuentre en período de lactancia, deberá cuidarse de no trabajar en lugares donde exista riesgo de incorporación de materiales radiactivos.

3.7.6 El límite para personal del público en general o no ocupacionalmente expuesto, será de la décima parte de los valores indicados para el personal POE en situaciones normales.

3.7.8. Niveles

a) Nivel de registro. Desde el punto de seguridad radiológica, los valores asignados a estos niveles deben ser tales que por encima de ellos la información es de interés para su registro y conservación Radiación de fondo. Se consideran importantes las dosis recibidas mayores a la radiación de fondo natural (0.15 mSv/mes).

b) Nivel de investigación. Son valores que se consideran suficientemente importantes para justificar una investigación. Se realizará una investigación cuando se reciba una dosis de 1.2 mSv al mes.

c) Niveles de intervención. Puede fijarse una intervención en caso de recibir una dosis mayor a 5 mSv al mes, ya que aún cuando es relativamente baja, en caso de no intervenir, pudiera excederse el límite básico.

PA-RADDOS-004: SEGURIDAD FÍSICA EN LA ZONA DE ALMACENAMIENTO Y USO DE LAS FUENTES DE RADIACIÓN IONIZANTE

4.1. OBJETIVOS

4.1.1 Proporcionar al público general y a los trabajadores de la empresa, una protección

4.2. REFERENCIAS

4.3. DEFINICIONES

4.4. REQUISITOS PREVIOS

4.4.1. Que las instalaciones en las que se utilizará o almacenará material radiactivo cumplan con los requisitos de protección radiológica, de acuerdo a la clasificación de la fuente, carga de trabajo y factores de uso.

4.5. MATERIAL Y EQUIPO

4.6. PRECAUCIONES

4.7. INSTRUCCIONES

4.7.1. En el laboratorio de calibración de la empresa deben señalarse, marcarse y someterse a vigilancia radiológica.

4.7.2. En los límites de estas zonas deben establecerse puntos de control si así lo aconsejan los niveles de radiación presentes.

4.7.5. En los el lugar en donde se encuentra la fuente, laboratorio de calibración, se debe tener una ubicación relativa, tal que, durante el transporte interno de la fuentes se reduzcan los riesgos de contaminación y la irradiación de los individuos.

4.7.6. En caso de incendio o temblor, tanto los edificios como los laboratorios deben de contar con salidas de emergencia.

4.7.7 El local destinado a la fuente de radiación debe estar construido de tal forma que resista temblores y se eviten inundaciones.

PA-RADDOS-005: INSPECCIONES Y AUDITORIAS INTERNAS

5.1. OBJETIVOS

5.1.1 Establecer que los procedimientos de seguridad radiológica y física se lleven a cabo por el personal de la empresa Radiación y Dosimetría S.A. de C.V.

5.2. REFERENCIAS

5.3. DEFINICIONES

5.4. REQUISITOS PREVIOS

5.5. MATERIAL Y EQUIPO

5.6. PRECAUCIONES

5.7. INSTRUCCIONES

El Encargado de Seguridad Radiológica realizará inspecciones y auditorias al laboratorio de calibración, con respecto a:

5.7.1. Registros de recepción la fuente de radiación.

5.7.2. Bitácora de uso y desecho de material radiactivo.

5.7.3. Pruebas de frotis.

5.7.5. Uso de dosímetros.

5.7.6. Señalamientos.

5.7.7. Seguridad en el laboratorio (No comida, bebidas, fumar y disponibilidad de batas, guantes, etc.).

5.7.8. Equipo de seguridad radiológica (detector GM).

5.7.9. Estas auditorias se llevaran a cabo cada que la persona trabaje y al final de la sesión de trabajo, para asegurar de que siempre se tenga listo el equipo antes de y después de trabajar.

PA-RADDOS-006: MANTENIMIENTO DE REGISTROS

6.1. OBJETIVOS

6.1.1. Ayudar a controlar el programa de protección radiológica de la empresa "Radiación y Dosimetría S.A. de C.V.".

6.2. REFERENCIAS

6.3. DEFINICIONES

6.4. REQUISITOS PREVIOS

6.5. MATERIAL Y EQUIPO

6.6. PRECAUCIONES

6.6.1. Cuando se lleva un registro adecuado y se mantiene actualizado, no es necesario preocuparse por cumplir adeudos con la CNSNS, cuando se llega el momento de renovar licencias.

6.6.2. Hacer una planeación adecuada en cuanto a estos registros, en donde se incluyan los periodos de inicio, terminación y renovación.

6.7. INSTRUCCIONES

6.7.1 Inventario y control de fuentes de radiación ionizante. Con objeto de conocer el inventario del material y en qué momento entra en desuso, el registro debe contener al menos:

-
- a) Fecha de registro. Se debe indicar la fecha en que se hace cada movimiento de material.
 - b) Nombre, vida media y forma física y química del radioisótopo.
 - c) Tipo de movimiento. Indicar si se recibe, retira o desecha material radiactivo.
 - d) Nombre y firma de la persona responsable y autorizada para el uso, recepción y desecho.

6.7.2 Lecturas de niveles de radiación. Se debe verificar periódicamente que los niveles de radiación estén debajo de los límites permitidos por la CNSNS. El registro de niveles de radiación debe contener al menos:

- a) Fecha y nombre de las personas que realiza la inspección
- c) Nombre del área de verificar
- d) Niveles de radiación sobre las áreas inspeccionadas en mR/h o cpm
- e) Datos del equipo utilizado
- f) Cuando los niveles de radiación rebasen el promedio anual o semestral de los registros, debe efectuarse un estudio para detectar el motivo y proceder a corregirlo de acuerdo a la filosofía de "mínimas dosis posibles".

6.7.3 Dosimetría personal. El registro de los equivalentes de dosis recibidos por el POE, es fundamental para la protección radiológica, ya que a través de su análisis se pueden optimizar los procedimientos de trabajo. El registro debe contener al menos:

- a) Tipo de dosimetría a utilizar.
 - b) Nombre del POE, edad y fechas de ingreso se inicio de su trabajo con material radiactivo.
 - c) Equivalente de dosis que ha recibido en el anterior período consecutivo de 4 semanas y fecha de registro.
 - d) Equivalente de dosis que ha recibido en el anterior período de 52 semanas y fecha de registro.
 - e) Equivalente de dosis acumulado por el trabajador desde su ingreso a la empresa y fecha de registro.
 - f) Fecha en que se dio de baja al trabajador y equivalente de dosis que acumuló durante el tiempo que laboró en la empresa.
 - g) Cualquier exceso al límite de equivalente de dosis del POE, deberá notificarse a la CNSNS.
-

6.7.4 Exámenes médicos del personal ocupacionalmente expuesto. Los exámenes médicos que se practiquen al POE servirán como una referencia en caso de incidente o accidente radiactivo, por lo que el registro deberá contener, al menos:

- a) Nombre del trabajador.
- b) Historia clínica.
- c) Fecha del examen médico.
- d) Resultado de exámenes de laboratorio y gabinete.
- e) Nombre y cédula del médico o institución que examinó.
- f) Estos exámenes se deben practicar cuando menos una vez al año.

6.7.5. Calibración y/o verificación del equipo detector. Dado que el detector es la única herramienta con la que cuenta el personal para detectar la presencia de radiación y así poder protegerse de los riesgos que la exposición implica, es necesario el correcto funcionamiento del mismo realizando la calibración y mantenimiento adecuados. En el registro se debe anotar al menos:

- a) Procedimientos y fuente radiactiva de referencia empleados.
- a) Fecha de calibración.
- b) Firma de la persona que realizó la calibración.
- c) Factores de corrección que deberán usarse para las diferentes escalas.

6.7.6 Entrenamiento de personal en materia de seguridad radiológica. El uso adecuado de las fuentes de radiación ionizante determina el grado de protección radiológica del personal de la empresa, así como el buen desarrollo de los experimentos realizados. Para ello es necesario que se entrene al POE en materia de Seguridad Radiológica.

6.1.3. PROCEDIMIENTOS DE EMERGENCIA

PE-RADDOS-001: PROCEDIMIENTOS PARA ACTIVAR EL PLAN DE EMERGENCIA

1.1. OBJETIVOS

1.1.1. Instruir al POE empresa de las medidas a seguir en condiciones anormales de irradiación en el laboratorio de calibración.

1.2. REFERENCIAS

1.3. DEFINICIONES

1.4. REQUISITOS PREVIOS

1.5. MATERIAL Y EQUIPO

1.6. PRECAUCIONES

1.6.1. Con el fin de evitar incidentes y/o accidentes, todo el personal de la empresa que maneje material radiactivo debe seguir las instrucciones de los procedimientos operativos del presente manual.

1.7. INSTRUCCIONES

1.7.1. Fuente de radiación

En caso de temblores o terremotos, el ESR debe inspeccionar que la fuente sellada se encuentre en condiciones correctas y que no haya perdido su "hermeticidad". Que físicamente la fuente no haya sufrido daño alguno.

1.7.2. Instalaciones

En caso de temblor El ESR debe checar que estén en buenas condiciones el cuarto de la fuente y ver que no haya fisuras en todos los acabados.

1.7.3. En la instalación no hay riesgo por inundación debido a que la fuente esta ubicada en el segundo piso.

PE-RADDOS-002: NOTIFICACIÓN AL ENCARGADO DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA DE LA OCURRENCIA DE UN INCIDENTE O ACCIDENTE.

2.1. OBJETIVOS

2.1.1 Informar inmediatamente del incidente o accidente a los encargados de seguridad radiológica de la empresa "Radiación y Dosimetría S.A. de C.V.".

2.2. REFERENCIAS

2.3. DEFINICIONES

2.4. REQUISITOS PREVIOS

2.5. MATERIAL Y EQUIPO

2.6 PRECAUCIONES

2.7. INSTRUCCIONES

2.7.1. El personal ocupacionalmente expuesto debe notificar inmediatamente al ESR, Juan Carlos Ruiz Bucio, a los siguientes teléfonos:

Teléfono de trabajo (horas de oficina)

Teléfono de casa:

2.7.2. Se debe hacer un informe y debe incluir:

Incidente o accidente,

-
- a. Tipo, actividad y cantidad de la fuente involucrada.
 - b. Condiciones en las que ocurrió el incidente o accidente.
 - c. Nombre de las personas involucradas en el incidente o accidente.
 - d. Departamento, Sección o Unidad en la que ocurrió el incidente o accidente.
 - e. Acciones tomadas inmediatamente después de ocurrido el incidente o accidente.

Robo

- a. Tipo, actividad y cantidad de la fuente involucrada.
- b. Descripción de las circunstancias bajo las cuales se extravió la fuente.
- c. Acciones que se han tomado o tomarán para la recuperación de la fuente.
- d. Procedimientos o medidas que se han adoptado o adoptarán para prevenir la pérdida o robo de material radiactivo que se encuentra bajo su responsabilidad.

PE-RADDOS-003: NOTIFICACIÓN A LA COMISIÓN NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR Y SALVAGUARDIAS (CNSNS) Y LOS REPORTES DEL INCIDENTE O ACCIDENTE.

3.1. OBJETIVOS

3.1.1. Poner de inmediato en conocimiento de la CNSNS todo accidente o incidente radiológico, independientemente de los avisos que deban darse a otras Dependencias.

3.2. REFERENCIAS

3.3. DEFINICIONES

3.4. REQUISITOS PREVIOS

3.5. MATERIAL Y EQUIPO

3.6. PRECAUCIONES

3.7. INSTRUCCIONES

3.7.1. En el caso de accidentes en donde se involucre material radiactivo se deberá notificar al Encargado de Seguridad Radiológica, quien a su vez dará aviso inmediatamente a la Comisión Nacional de Seguridad y Salvaguardias a los Teléfonos: (01-55) 55 90 98 17 y 55 79 41 99.

3.7.2. El permisionario deberá entregar a la CNSNS en las siguientes 24 horas un informe por escrito del incidente o accidente.

3.7.3. El informe deberá contener:

- a) Descripción del incidente o accidente ocurrido.
- b) Causas probables del mismo.
- c) Fuentes de radiación involucradas y en su caso, cantidad, forma física y química del material radiactivo liberado al ambiente.
- d) Acciones inmediatas que se tomaron y personas que intervinieron en ellas.
- e) Estimación del equivalente de dosis recibido por miembros del público que resultaron expuestos.
- f) Datos de las personas involucradas tales como: Nombre, domicilio, teléfono, sexo, fecha de nacimiento, ocupación, número de afiliación al ISSSTE o IMSS, y relación con el permisionario.
- g) La firma del permisionario y del encargado de seguridad radiológica al margen de cada una de las hojas y al calce de la última.

3.7.4. El permisionario en los 15 días hábiles posteriores a la entrega del informe deberá entregar a la CNSNS un informe que contenga:

- a) Descripción del incidente o accidente, magnitud del mismo y causas específicas que lo motivaron.
- b) Descripción, marca modelo y número de serie y forma física y química de las fuentes de radiación involucradas, y en su caso, la cantidad liberada al ambiente de material radiactivo.
- c) Acciones que se tomaron para el manejo del incidente o accidente, personas que las llevaron a cabo y cálculo de los equivalentes de dosis recibidos por las mismas.
- d) Medidas que se han tomado para evitar que se repita el incidente o accidente.
- e) Cálculo de los equivalentes de dosis efectivos recibido por el POE debido al accidente.

6.2. ANEXOS

Se dan a conocer los anexos necesarios para el manual.

ANEXO 1.8.1.

BITÁCORA DE RECEPCIÓN, USO Y DESECHO DE MATERIAL RADIATIVO

ANEXO 3.8.1.

REGISTRO DE MANTENIMIENTO DEL CONTENEDOR

ANEXO 5.8.1.

REGISTRO DE RESULTADOS DE DOSIMETRÍA

ANEXO 6.8.1.

REGISTRO DE CALIBRACIÓN DE DETECTORES

ANEXO 8.8.1.

REGISTRO DE NIVELES DE RADIACIÓN

CAPITULO VII

ÍNDICE

7.1. RESULTADOS Y CONCLUSIONES

7.1. RESULTADOS Y CONCLUSIONES

El proyecto presentado en esta tesis se desarrolló e implantó un Laboratorio de Dosimetría para dar un servicio de Dosimetría Personal al Personal Ocupacionalmente Expuesto a Radiación Ionizante, por lo tanto, se presenta su validación con base en resultados verdaderos. Los costos que se indican son reales y se evalúa la rentabilidad del proyecto con los parámetros: TIR y VPN.

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, a través de su departamento de Vigilancia Radiológica ambiental, tiene la misión de supervisar a los prestadores del Servicio de Dosimetría Personal. Cada mes se envían 8 dosímetros por parte del prestador de servicio de Dosimetría Personal a la CNSNS y ellos los irradian a ciertas dosis y los regresan al prestador, para que él emita el informe de dosis correspondiente. De acuerdo con la norma ANSI HPS-N13.11-1993 las dosis calculadas por el prestador de servicio son verificadas.

La validación de los resultados de la técnica de dosimetría se ve reflejada en las evaluaciones mensuales, que en este caso, van de junio a diciembre de 2003 y de enero a diciembre de 2004. La norma acepta un nivel de tolerancia anual ($IPI + S$) menor a 0.5 y se obtuvo 0.169 para el año 2003 y 0.183 para el 2004, por lo que fue aceptado el servicio. Se cumplió con el objetivo de la tesis de dar una propuesta técnica de dosimetría que además este validada.

Con la evaluación final hecha, se puede asegurar una dosimetría que técnicamente cumple con la CNSNS y ayuda al personal ocupacionalmente expuesto, que utiliza un dosímetro personal, a confiar en las dosis que aparecen en su informe de dosimetría TLD mensual; lo cual, nos asegura que esta parte de protección a la radiación es satisfactoria y que los registros de las dosis que reciben, son precisas para identificar cómo afecta al organismo la radiación y establecer protecciones adecuadas para prevenir daños a la salud del personal.

El proyecto se tardó 10 meses, pero se puede optimizar a 69 días hábiles con la experiencia obtenida.

Al hacer el estudio de factibilidad del proyecto se obtuvieron los siguientes resultados:

- Inversión = \$782,487 pesos mexicanos año 2003
- TIR = 19.7%
- VPN= \$345,073
- Costo de Oportunidad = 10 %
- Periodo = 4 años

Con estos parámetros se puede concluir que el proyecto es rentable porque:

- ✓ La TIR (19,7%) es mayor al Costo de Oportunidad (10%), lo que nos indica que se puede invertir.
- ✓ El VPN (\$345,073) es positivo y la inversión es de \$782,487, la cual se recupera entre el 3° y 4° año.

A continuación se presenta copias de los documentos emitidos por la CNSNS en los que avalan los resultados de la evaluación. La primera hoja (pág. 98) es una carta en donde aparece el resumen de la evaluación de Junio a Diciembre de 2003 y en el último párrafo aparece el nivel de tolerancia anual. La carta va dirigida a la empresa a mi cargo y en ella dice que fuimos aceptados de acuerdo con la norma de dosimetría ya antes mencionada y los errores que se tuvieron. Las otras dos hojas (pág. 99 y 100) muestran la identificación de los dosímetros por mes, la dosis a los que la irradió la CNSNS, la dosis calculada, el error que se tuvo y datos estadísticos para la calificación. Lo mismo para el 2004 en las siguientes hojas (pág. 101-104).



AOO 224/163/04

México D. F., a 2 de julio de 2004.

SECRETARÍA DE ENERGÍA
COMISIÓN NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

I. Q. JUAN CARLOS RUIZ BUCIO
RADIACIÓN Y DOSIMETRÍA S. A. DE C. V.
MANUEL DE JESÚS 2, COL. AMPLIACIÓN PARAJE SAN JUAN
09839 IZTAPALAPA, D. F.

INFORME DE LA EVALUACIÓN DEL SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL DE RADIACIÓN Y DOSIMETRÍA S. A. DE C. V. (RADDOS).

El Departamento de Vigilancia Radiológica Ambiental (DVRA) realizó durante el periodo de enero a diciembre de 2003 el Programa Permanente de Supervisión de Servicios de Dosimetría, con el propósito de supervisar el desempeño de los prestadores del servicio de dosimetría personal, mediante la exposición a radiación ionizante de ocho dosímetros de TL proporcionados por el servicio de dosimetría personal de RADDOS. Cabe mencionar que RADDOS inicio su participación en el programa en junio de 2003.

En el Anexo I se presentan los valores del Equivalente de Dosis H' determinado por el servicio de dosimetría personal de RADDOS y los valores del Equivalente de Dosis de referencia H dado por el DVRA; la Diferencia Porcentual $(E \%) = [(H' - H) / H] * 100$ y la respuesta $Q = H' / H$ para cada uno de los dosímetros expuestos a radiación ionizante; así como el nivel de tolerancia mensual $|B| + s$ y anual $|P| + s$.

En la figura 1 se muestran los valores de $E \%$, los cuales varían de -62% a $+31\%$; de estos valores el 4% son mayores a $\pm 30\%$. Los valores de Q en función de H se presentan en la figura 2, en la cual se observa que el 98% de estos valores están dentro de los límites establecidos. La Figura 3 presenta la relación lineal entre los equivalentes de dosis H' y H . El valor del coeficiente de correlación es de $0,99144$ y el ángulo de inclinación es de $44^\circ 26' 25''$. En el Anexo II se presenta la linealidad por lote. El valor del coeficiente de correlación promedio por lote es de $0,99876$, dentro del intervalo de $0,99543$ a $0,99982$. El ángulo de inclinación promedio por lote es $44^\circ 12' 58''$, dentro del intervalo de $41^\circ 21' 43''$ a $49^\circ 37' 36''$.

El nivel de tolerancia anual $|P| + s$ es de $0,16955$. La norma ANSI HPS-N13.11-1993, en la categoría de fotones de alta energía en el intervalo de $0,3$ a 100 mSv, acepta un nivel de tolerancia menor a $0,5$; por lo tanto el servicio de dosimetría personal de RADDOS es **ACEPTABLE** en el periodo de supervisión y evaluación de junio a diciembre de 2003.

ATENTAMENTE

M. EN C. JAIME AGUIRRE GOMEZ.
JEFE DEL DEPTO. DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL.

ANEXO: Informe PPSSD/RADDOS de 2003.



SECRETARÍA DE ENERGÍA
COMISIÓN NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

ANEXO I

RESULTADOS DE LA EVALUACION DEL SERVICIO DE DOSIMETRIA PERSONAL DE
RADIACION Y DOSIMETRIA S. A. DE C. V. (R A D D O S) 2003.

| MES | DTL | H-CNSNS | H'-RADDOS | Q | E % | PARAMETROS | | |
|-----|-----|---------|-----------|-------|-----|------------|-----|------------------|
| JUN | 01 | 52.95 | mSv | 46.10 | mSv | 0.87 | -13 | |
| | 02 | 0.43 | | 0.36 | | 0.84 | -16 | |
| | 03 | 3.03 | | 2.52 | | 0.83 | -17 | |
| | 04 | 34.55 | | 31.23 | | 0.90 | -10 | |
| | 05 | 11.14 | | 9.71 | | 0.87 | -13 | |
| | 06 | 8.41 | | 7.36 | | 0.88 | -12 | B = 0.13816 |
| | 07 | 1.02 | | 0.87 | | 0.85 | -15 | s = 0.02337 |
| | 08 | 2.29 | | 1.95 | | 0.85 | -15 | B + s = 0.16153 |
| JUL | 01 | 3.56 | mSv | 4.62 | mSv | 1.30 | 30 | |
| | 02 | 64.88 | | 75.75 | | 1.17 | 17 | |
| | 03 | 25.54 | | 33.45 | | 1.31 | 31 | |
| | 04 | 1.02 | | 1.29 | | 1.27 | 27 | |
| | 05 | 0.30 | | 0.34 | | 1.14 | 14 | |
| | 06 | 5.91 | | 7.53 | | 1.28 | 28 | B = 0.22154 |
| | 07 | 2.04 | | 2.29 | | 1.12 | 12 | s = 0.07540 |
| | 08 | 11.97 | | 14.29 | | 1.19 | 19 | B + s = 0.29694 |
| AGO | 01 | 1.26 | mSv | 1.19 | mSv | 0.94 | -6 | |
| | 02 | 6.77 | | 6.52 | | 0.96 | -4 | |
| | 03 | 52.91 | | 49.64 | | 0.94 | -6 | |
| | 04 | 4.73 | | 5.61 | | 1.19 | 19 | |
| | 05 | 10.65 | | 12.92 | | 1.21 | 21 | |
| | 06 | 2.06 | | 2.13 | | 1.04 | 4 | B = 0.02248 |
| | 07 | 0.75 | | 0.71 | | 0.95 | -5 | s = 0.11398 |
| | 08 | 19.53 | | 18.54 | | 0.95 | -5 | B + s = 0.13646 |
| SEP | 01 | 3.45 | mSv | 3.98 | mSv | 1.15 | 15 | |
| | 02 | 9.32 | | 8.83 | | 0.95 | -5 | |
| | 03 | 0.62 | | 0.71 | | 1.14 | 14 | |
| | 04 | 0.84 | | 0.77 | | 0.91 | -9 | |
| | 05 | 2.00 | | 2.21 | | 1.11 | 11 | |
| | 06 | 6.37 | | 6.87 | | 1.08 | 8 | B = 0.02451 |
| | 07 | 71.58 | | 64.28 | | 0.90 | -10 | s = 0.10471 |
| | 08 | 22.05 | | 21.29 | | 0.97 | -3 | B + s = 0.12922 |



SECRETARIA DE ENERGIA
COMISION NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

| MES | DTL | H-CNSNS | | H'-RADDOS | | Q | E % | PARAMETROS | |
|-----|-----|---------|-----|-----------|-----|------|-----|------------|------------------|
| OCT | 01 | 0.56 | mSv | 0.21 | mSv | 0.38 | -62 | | |
| | 02 | 1.81 | | 1.90 | | 1.05 | 5 | | |
| | 03 | 14.17 | | 13.45 | | 0.95 | -5 | | |
| | 04 | 1.51 | | 1.44 | | 0.95 | -5 | | |
| | 05 | 35.68 | | 38.10 | | 1.07 | 7 | | |
| | 06 | 71.27 | | 73.06 | | 1.03 | 3 | B = | 0.08195 |
| | 07 | 5.94 | | 5.78 | | 0.97 | -3 | s = | 0.22412 |
| | 08 | 3.69 | | 3.51 | | 0.95 | -5 | B + s = | 0.30606 |
| NOV | 01 | 23.70 | mSv | 26.99 | mSv | 1.14 | 14 | | |
| | 02 | 11.62 | | 10.40 | | 0.90 | -10 | | |
| | 03 | 61.92 | | 56.50 | | 0.91 | -9 | | |
| | 04 | 0.50 | | 0.39 | | 0.78 | -22 | | |
| | 05 | 3.38 | | 3.34 | | 0.99 | -1 | | |
| | 06 | 6.49 | | 6.30 | | 0.97 | -3 | B = | 0.06719 |
| | 07 | 1.03 | | 0.89 | | 0.86 | -14 | s = | 0.10518 |
| | 08 | 2.36 | | 2.16 | | 0.92 | -8 | B + s = | 0.17237 |
| DIC | 01 | 1.09 | mSv | 0.96 | mSv | 0.88 | -12 | | |
| | 02 | 2.94 | | 2.84 | | 0.97 | -3 | | |
| | 03 | 0.77 | | 0.56 | | 0.73 | -27 | | |
| | 04 | 6.97 | | 7.51 | | 1.08 | 8 | | |
| | 05 | 35.85 | | 35.12 | | 0.98 | -2 | | |
| | 06 | 10.29 | | 10.12 | | 0.98 | -2 | B = | 0.05987 |
| | 07 | 52.72 | | 50.69 | | 0.96 | -4 | s = | 0.10176 |
| | 08 | 2.77 | | 2.62 | | 0.95 | -5 | B + s = | 0.16163 |
| | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | P = -0.01124 |
| | | | | | | | | | s = 0.15831 |
| | | | | | | | | | P + s = 0.16955 |



Dr. Barragán No. 779 Piso 1, Col. Narvarte
C. P. 03020 México, D. F.
Tel: 5095-3212
Fax: 5095-3291

AOO.224/108/2005.

SECRETARÍA DE ENERGÍA
COMISIÓN NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

México, D. F. a 29 de abril de 2005.

I. Q. JUAN CARLOS RUIZ BUCIO
RADIACIÓN Y DOSIMETRÍA S. A. DE C. V.
MANUEL DE JESÚS 2, COL. AMPLIACIÓN PARAJE SAN JUAN
C. P. 09839 IZTAPALAPA, D. F.

**INFORME DE LA EVALUACIÓN DEL SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL DE
RADIACIÓN Y DOSIMETRÍA (RADDOS).**

El Departamento de Vigilancia Radiológica Ambiental (DVRA) realizó durante el periodo de enero a diciembre de 2004 el Programa Permanente de Supervisión de Servicios de Dosimetría, con el propósito de supervisar el desempeño del servicio de dosimetría ambiental, mediante la exposición a radiación ionizante de ocho dosímetros de TL proporcionados por el servicio de dosimetría ambiental de RADDOS.

En el Anexo I se presentan los valores del Equivalente de Dosis H' determinado por el servicio de dosimetría ambiental de RADDOS y los valores del Equivalente de Dosis de referencia H dado por el DVRA; la Diferencia Porcentual ($E\%$) = $[(H' - H) / H] * 100$ y la respuesta $Q = H' / H$ para cada uno de los dosímetros expuestos a radiación ionizante; así como el nivel de tolerancia mensual $|B| + s$ y anual $|P| + S$.

En la figura 1 se muestran los valores de $E\%$, los cuales varían de -39% a 45% ; el 7% de estos valores son mayores a $\pm 30\%$. Los valores de Q en función de H se presentan en la figura 2, en la cual se observa que el 99% de estos valores están dentro de los límites establecidos. La Figura 3 presenta la relación lineal entre los equivalentes de dosis H' y H . El valor del coeficiente de correlación es de $0,96833$ y el ángulo de inclinación es $46^\circ 47' 58''$. En el Anexo II se presenta la linealidad por lote. El valor del coeficiente de correlación promedio por lote es $0,99490$, dentro del intervalo de $0,98839$ a $0,99903$. El ángulo de inclinación promedio por lote es $45^\circ 53' 26''$, dentro del intervalo de $37^\circ 04' 33''$ a $53^\circ 28' 33''$.

El nivel de tolerancia anual $|P| + S$ es de $0,18281$. La norma ANSI HPS-N13.11-1993, en la categoría de fotones de alta energía en el intervalo de $0,3$ a 100 mSv, acepta un nivel de tolerancia menor a $0,5$; por lo tanto el servicio de dosimetría personal del RADDOS es **ACEPTABLE** en el periodo de supervisión y evaluación de enero a diciembre de 2004.

ATENTAMENTE



M. en C. JAIME AGUIRRE GÓMEZ
JEFE DEL DEPTO. DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL.

ANEXO: Informe PPSDI/RADDOS 2004.



SECRETARÍA DE ENERGÍA
COMISIÓN NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

ANEXO I

RESULTADOS DE LA EVALUACION DEL SERVICIO DE DOSIMETRIA PERSONAL DE
RADIACIÓN Y DOSIMETRIA (RADDOS)

| MES | DTL | H-CNSNS | H'-RADDOS | Q | E % | PARAMETROS |
|-----|-----|---------|-----------|----------|-----|------------------|
| E | 01 | 12.86 | mSv 12.26 | mSv 0.95 | -5 | |
| N | 02 | 54.94 | 45.74 | 0.83 | -17 | |
| E | 03 | 43.44 | 37.05 | 0.85 | -15 | |
| O | 04 | 1.86 | 1.49 | 0.80 | -20 | |
| 4 | 05 | 0.77 | 0.60 | 0.78 | -22 | |
| | 06 | 26.49 | 24.45 | 0.92 | -8 | B = 0.13517 |
| | 07 | 3.60 | 3.15 | 0.88 | -12 | s = 0.05983 |
| | 08 | 34.57 | 31.12 | 0.90 | -10 | B + s = 0.19500 |
| F | 01 | 2.51 | mSv 2.21 | mSv 0.88 | -12 | |
| E | 02 | 52.25 | 55.73 | 1.07 | 7 | |
| B | 03 | 8.55 | 8.41 | 0.98 | -2 | |
| O | 04 | 41.87 | 49.36 | 1.18 | 18 | |
| 4 | 05 | 0.92 | 0.83 | 0.91 | -9 | |
| | 06 | 16.47 | 17.77 | 1.08 | 8 | B = 0.04964 |
| | 07 | 37.45 | 37.36 | 1.00 | 0 | s = 0.14185 |
| | 08 | 60.71 | 79.35 | 1.31 | 31 | B + s = 0.19149 |
| M | 01 | 46.10 | mSv 47.94 | mSv 1.04 | 4 | |
| A | 02 | 3.24 | 2.84 | 0.88 | -12 | |
| R | 03 | 4.06 | 3.62 | 0.89 | -11 | |
| O | 04 | 19.57 | 20.02 | 1.02 | 2 | |
| 4 | 05 | 50.70 | 45.31 | 0.89 | -11 | |
| | 06 | 0.43 | 0.42 | 0.98 | -2 | B = 0.05476 |
| | 07 | 11.20 | 10.10 | 0.90 | -10 | s = 0.06391 |
| | 08 | 30.31 | 29.05 | 0.96 | -4 | B + s = 0.11867 |
| A | 01 | 0.97 | mSv 0.84 | mSv 0.87 | -13 | |
| B | 02 | 4.72 | 4.17 | 0.88 | -12 | |
| R | 03 | 7.68 | 6.79 | 0.88 | -12 | |
| O | 04 | 57.43 | 55.20 | 0.96 | -4 | |
| 4 | 05 | 11.08 | 10.32 | 0.93 | -7 | |
| | 06 | 24.41 | 22.49 | 0.92 | -8 | B = 0.09479 |
| | 07 | 43.91 | 38.85 | 0.88 | -12 | s = 0.03162 |
| | 08 | 69.12 | 62.91 | 0.91 | -9 | B + s = 0.12641 |



SECRETARIA DE ENERGIA
COMISION NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

| MES | DTL | H-CNSNS | | H'-RADDOS | | Q | E % | PARAMETROS |
|-----|-----|---------|-----|-----------|-----|------|-----|------------------|
| M | 01 | 3.95 | mSv | 4.93 | mSv | 1.25 | 25 | |
| A | 02 | 5.17 | | 6.66 | | 1.29 | 29 | |
| Y | 03 | 0.34 | | 0.40 | | 1.17 | 17 | |
| 0 | 04 | 54.26 | | 70.27 | | 1.29 | 29 | |
| 4 | 05 | 28.96 | | 37.29 | | 1.29 | 29 | |
| | 06 | 7.02 | | 8.83 | | 1.26 | 26 | B = 0.27070 |
| | 07 | 50.15 | | 62.18 | | 1.24 | 24 | s = 0.05996 |
| | 08 | 23.32 | | 32.21 | | 1.38 | 38 | B + s = 0.33066 |
| J | 01 | 71.01 | mSv | 102.91 | mSv | 1.45 | 45 | |
| U | 02 | 6.86 | | 8.34 | | 1.22 | 22 | |
| N | 03 | 36.34 | | 44.09 | | 1.21 | 21 | |
| 0 | 04 | 9.06 | | 11.85 | | 1.31 | 31 | |
| 4 | 05 | 56.46 | | 66.72 | | 1.18 | 18 | |
| | 06 | 16.15 | | 21.83 | | 1.35 | 35 | B = 0.25973 |
| | 07 | 0.85 | | 0.97 | | 1.15 | 15 | s = 0.10151 |
| | 08 | 2.16 | | 2.62 | | 1.21 | 21 | B + s = 0.36124 |
| J | 01 | 2.90 | mSv | 2.32 | mSv | 0.80 | -20 | |
| U | 02 | 35.19 | | 38.20 | | 1.09 | 9 | |
| L | 03 | 27.72 | | 32.05 | | 1.16 | 16 | |
| 0 | 04 | 0.56 | | 0.57 | | 1.02 | 2 | |
| 4 | 05 | 12.88 | | 12.89 | | 1.00 | 0 | |
| | 06 | 41.78 | | 40.10 | | 0.96 | -4 | B = 0.01580 |
| | 07 | 51.26 | | 50.93 | | 0.99 | -1 | s = 0.10909 |
| | 08 | 5.09 | | 5.64 | | 1.11 | 11 | B + s = 0.12488 |
| A | 01 | 62.89 | mSv | 64.12 | mSv | 1.02 | 2 | |
| G | 02 | 3.60 | | 3.71 | | 1.03 | 3 | |
| O | 03 | 9.31 | | 10.35 | | 1.11 | 11 | |
| 0 | 04 | 7.75 | | 8.78 | | 1.13 | 13 | |
| 4 | 05 | 52.54 | | 62.99 | | 1.20 | 20 | |
| | 06 | 42.45 | | 39.56 | | 0.93 | -7 | B = 0.09038 |
| | 07 | 0.39 | | 0.43 | | 1.09 | 9 | s = 0.09264 |
| | 08 | 20.61 | | 24.78 | | 1.20 | 20 | B + s = 0.18302 |



SECRETARÍA DE ENERGÍA
COMISIÓN NACIONAL
DE SEGURIDAD NUCLEAR
Y SALVAGUARDIAS

| MES | DTL | H-CNSNS | H'-RADDOS | Q | E % | PARAMETROS |
|-----|-----|---------|-----------|----------|-----|------------------|
| S | 01 | 39.96 | mSv 43.08 | mSv 1.08 | 8 | |
| E | 02 | 55.80 | 65.55 | 1.17 | 17 | |
| P | 03 | 1.82 | 2.07 | 1.14 | 14 | |
| O | 04 | 4.14 | 4.26 | 1.03 | 3 | |
| 4 | 05 | 0.81 | 0.89 | 1.09 | 9 | |
| | 06 | 14.99 | 17.25 | 1.15 | 15 | B = 0.10737 |
| | 07 | 24.53 | 23.93 | 0.98 | -2 | s = 0.07950 |
| | 08 | 47.82 | 58.33 | 1.22 | 22 | B + s = 0.18687 |
| O | 01 | 6.14 | mSv 3.77 | mSv 0.61 | -39 | |
| C | 02 | 3.44 | 3.01 | 0.87 | -13 | |
| T | 03 | 48.78 | 45.36 | 0.93 | -7 | |
| O | 04 | 12.81 | 12.38 | 0.97 | -3 | |
| 4 | 05 | 61.92 | 57.29 | 0.93 | -7 | |
| | 06 | 50.82 | 38.27 | 0.75 | -25 | B = 0.11410 |
| | 07 | 23.46 | 21.87 | 0.93 | -7 | s = 0.14490 |
| | 08 | 0.38 | 0.42 | 1.09 | 9 | B + s = 0.25900 |
| N | 01 | 26.09 | mSv 19.38 | mSv 0.74 | -26 | |
| O | 02 | 31.39 | 22.31 | 0.71 | -29 | |
| V | 03 | 22.78 | 17.34 | 0.76 | -24 | |
| O | 04 | 0.70 | 0.53 | 0.76 | -24 | |
| 4 | 05 | 17.37 | 13.12 | 0.76 | -24 | |
| | 06 | 7.71 | 6.01 | 0.78 | -22 | B = 0.25693 |
| | 07 | 2.82 | 1.87 | 0.66 | -34 | s = 0.03878 |
| | 08 | 42.47 | 32.83 | 0.77 | -23 | B + s = 0.29571 |
| D | 01 | 33.13 | mSv 29.66 | mSv 0.90 | -10 | |
| I | 02 | 3.95 | 3.81 | 0.96 | -4 | |
| C | 03 | 6.14 | 6.17 | 1.00 | 0 | |
| O | 04 | 19.96 | 20.49 | 1.03 | 3 | |
| 4 | 05 | 2.51 | 2.43 | 0.97 | -3 | |
| | 06 | 12.86 | 11.11 | 0.86 | -14 | B = 0.02738 |
| | 07 | 46.10 | 43.69 | 0.95 | -5 | s = 0.07742 |
| | 08 | 0.97 | 1.08 | 1.11 | 11 | B + s = 0.10480 |
| | | | | | | P = 0.00921 |
| | | | | | | S = 0.17361 |
| | | | | | | P + S = 0.18281 |

CAPITULO VIII

ÍNDICE

8.1. BIBLIOGRAFÍA

8.1. BIBLIOGRAFÍA

1. Angeles Santiago, "Medición de la dosis en el exterior de la cámara de irradiación del Gammabeam del Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM", Tesis de Licenciatura en Física, Facultad de de Ciencias (2002), UNAM.
2. Apuntes del curso "Protección Radiológica para el uso de fuentes abiertas y selladas", 14 al 25 de octubre de 2002. Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM.
3. Apuntes: del curso "Protección Radiológica Nivel Encargado de Seguridad Radiológica para instalaciones tipo 1-C", 11 al 18 de noviembre 2002, Servicios Integrales para la Radiación.
4. BICRON, "Manual del Equipo Lector Harshaw 3500", Rev. 2, 2002.
5. CNSNS, "Reglamento General de Seguridad Radiológica", México, 22 de Nov de 1998.
6. De la Torre J. A., "Evaluación de Proyectos de Inversión", México, 1ª ed., México, Ed. Pearson Educación, 2002.
7. Furetta, "Operacional Thermoluminescence Dosimetry", Singapore, World Scientific, 1998.
8. Sapag Ch. N., "Evaluación de Proyectos de Inversión en la Empresa", 1ª ed., Argentina, Ed. Prentice Hall, 2001.
9. Verdejo S. M., "Programa Nacional de Protección Radiológica en el Diagnóstico Médico con Rayos X en México", México, SSA, 2000.
10. Zárate Adolfo, "Medición de la radiación en el D.F. utilizando dosímetros termoluminiscentes", Tesis de Licenciatura en Física, Facultad de Ciencias (1994), UNAM.