



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE QUÍMICA

Radiografía Gamma para la detección de armas,
drogas y mercancías ilícitas.

T E S I S

PARA OBTENER EL TÍTULO DE:

Q U Í M I C A

PRESENTA:

ALMA PATRICIA TRILLO NATIVITAS



MÉXICO, D.F.

2010



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 asignado:

Presidente: SOFIA GUILLERMINA BURILLO AMEZCUA

Vocal: MARÍA TRINIDAD MARTÍNEZ CASTILLO

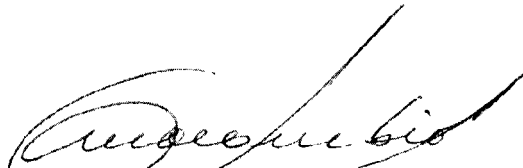
Secretario: EDUARDO GUILLERMO RAMÓN MARAMBIO DENNETT

1^{er} Suplente: EMILIO BUCIO CARRILLO

2^o Suplente: FABIOLA GONZÁLEZ OLGUÍN

Sitio donde se desarrolló la Tesis:

Secretaría de Seguridad Pública



Asesor: M. en C. Eduardo Guillermo Ramón Marambio Dennett



Supervisor Técnico: Dra. Berta Susana Castillo Rojas



Sustentante: Alma Patricia Trillo Nativitas

DEDICATORIAS.

La primera dedicatoria es para uno de los motorcitos de mi vida ... Mami te dedico el fruto de mi esfuerzo porque sin tus sacrificios, apoyo, comprensión, cariño, paciencia no hubiese podido llegar a convertirme en lo que soy ahora ... una mujercita con valores y principios bien plantados, con metas definidas, gracias por escucharme con infinita paciencia y haber secado mis lagrimas tantas veces, por celebrar conmigo mis triunfos (este es uno más, lo tenemos que celebrar), por comprender que amo lo que hago aunque no es fácil entender el ¿Por qué?, por desvelarte infinitas noches conmigo, por enseñarme a vivir y seguir adelante aunque haya dolor, gracias por cuidarme y enseñarme tantas cosas; hemos vivido muchos momentos juntas, tantas alegrías, pero también tristezas ... ¡Esto es por ti! ¡Te quiero mucho nena!.

Esta que sigue no es menos importante que la anterior, es una dedicatoria a DOS ANGELITOS que tengo, el primero es Carlos Trillo, mi papá que se nos adelanto un poco al igual que mi abuelita Soledad Tapia, personitas que no alcanzaron ver tantos cambios y tantos logros obtenidos, espero que desde donde estén, puedan verme y sentirse orgullosos de mí, porque yo siempre me he sentido orgullosa de mi familia. GRACIAS. ¡Papá lo LOGRÈ!

Tere esto también es para ti, porque tú me has enseñado tantas cosas de la vida, entre tanto conocimiento me enseñaste que los excesos no son buenos, ni tanto estudio ni tanta fiesta todo con medida, espero que esto te haga sentirte un poquito orgullosa de esta pequeña, pues recuerda todos los sacrificios que hice y que estuviste ahí apoyándome y aquí estamos hoy...compartiendo un nuevo triunfo.

A mis amigos que he ido haciendo a lo largo de mi vida, sé que a veces me pierdo un poco pero eso no significa que no piense de vez en cuando en ustedes, y estas son las lindisimas personas que me han brindado su amistad a lo largo de mi vida: Ailé, Erika, Luis, Jesús Zavala, Jared, Gabyvette, Rubén Mendoza, Marianito, Asael, Roció (Pepo, por cierto gracias en especial a ti porque me apoyaste y me comprendiste en la Academia), Miriam Sias, Bibiana, Juan Carlos, Ángel, Brenda Moreno y la otra Brenda y no es descortesía si me olvide de alguien, pero siempre me sucede así. Mil Gracias por su amistad y apoyarme en los momentos más difíciles, los quiero y siempre los llevo conmigo. También se la dedico a los compañeros que han caído en el cumplimiento de su deber, queriendo un país mejor y que ahora ya no se encuentran entre nosotros.

Pero esta sección no podría terminar sin una dedicatoria muy especial y de igual importancia para mi, Guillermo Moreno, esta también va por ti, porque las cosas de la vida se viven mejor cuando se está con una persona que te comprende, te respeta y sobre todo te ama...Gracias por estar conmigo en momentos difíciles y también felices, por darme los pequeños empujoncitos que necesitaba para hacer las cosas, y tenerme inmensa paciencia en mis arranques de ansiedad y desesperación.

AGRADECIMIENTOS.

Quiero darle las GRACIAS al M. en C. Eduardo Marambio por su infinita paciencia, comprensión y apoyo, ya que con estos elementos fue posible realizar y llegar a la culminación de uno de los proyectos más importantes en mi vida y que creía inalcanzable. ¡MUCHAS GRACIAS ASESOR!.

A mi queridísima Supervisora Técnica Susana Castillo, por que al igual que mi asesor, fue una persona clave para la terminación de este proyecto, ya que sin su valioso tiempo, su infinita paciencia y apoyo sin contar las preguntas capciosas, fáciles, complicadas y que alguna vez me pusieron en Jaque, no lo hubiera logrado, ni con su forma de alentarme y enseñarme las cosas. ¡MUCHAS GRACIAS!

A Marisela del Laboratorio de Espectroscopia Infrarroja y UV de la USAI por su gran paciencia y dedicación a enseñarme manejar los equipos, además de su amistad y su apoyo en los momentos más difíciles de mi carrera, sin olvidar que fue la que me presento al M. en C. Eduardo Marambio.

A mi *Alma mater*, la máxima casa de estudios...yo prefiero decirle hogar, ya que pude desarrollarme como persona y profesional dentro de ella, me abrió sus brazos cuando todavía era una pequeña adolescente y me dio el conocimiento necesario para que me convirtiera en una mujer con principios y valores reforzados, preparándome para la VIDA.

A la Secretaría de Seguridad Pública por darme la oportunidad de desarrollarme como Química en esta institución y enseñarme que no todo es blanco y negro sino que también hay matices.

Por últimos a mis compañeros y profesores que estuvieron conmigo a lo largo de la carrera porque la enseñanza no solo se aprende en las aulas sino también en los pasillos.

ÍNDICE.

Capítulo 1. Introducción.....	8
Capítulo 2. Objetivos.....	10
Capítulo 3. Marco teórico	11
1. Interacción de las radiaciones nucleares con la materia	11
1.1. Decaimiento Alfa	11
1.2. Decaimiento Beta	12
1.3. Decaimiento Gamma	14
1.4. Interacción con la materia.....	14
1.4.1. Efecto fotoeléctrico	14
1.4.2. Efecto Compton	15
1.4.3. Producción de pares.....	16
2. Absorción de Rayos Gamma.....	19
2.1. Atenuación de los Rayos Gamma	19
2.2. Coeficiente de atenuación y energía de la radiación Gamma	20
3. Decaimiento Radiactivo	23
3.1. Ley de Decaimiento Radiactivo	23
3.2. Vida media	24
3.3. Esquemas de Decaimiento	25
4. Detección de Radiactividad	27
4.1. Principios de detección	27
4.2. Detector Geiger-Müller	28
5. Seguridad Radiológica	30
5.1. Efectos biológicos.....	30
5.2. Magnitudes y Unidades utilizadas en Seguridad Radiológica	33
5.2.1. Magnitudes operativas ICRU.....	34
5.3. Principios básicos de Seguridad Radiológica	36

6. Normas de Seguridad	37
6.1. Límite de Dosis Equivalente para Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE)	37
6.2. Reducción de la intensidad de la fuente	38
6.3. Legislación	40
6.3.1. Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS)	41
6.3.2. Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA)	41
6.3.3. International Commission on Radiological Protection (ICRP).....	41
6.3.4. Normas Básicas de Seguridad (NBS).....	42
6.3.5. Reglamento General de Seguridad Radiológica	42
6.3.6. Normas Oficiales Mexicanas	42
6.4. Exposición, contaminación y emergencia	44
6.5. Instalaciones Radiactivas	45
6.5.1. Instalaciones Radiactivas Tipo I.....	45
6.5.2. Instalaciones Radiactivas Tipo II.....	46
7. Aplicaciones de las fuentes de radiación	49
7.1. Técnicas de Radiografía	50
7.1.1. Clasificación	50
7.1.2. Requisitos para los equipos de Radiografía Gamma.....	51
7.1.3. Marcado e identificación.....	51
7.1.4. Normas Básicas de Seguridad (NBS).....	42
7.1.5. Reglamento General de Seguridad Radiológica	42
7.2. Niveles máximos de rapidez equivalente de dosis en las vecindades de los contenedores de trabajo	52
7.3. Requisitos para la operación de Equipos de radiografía Gamma clase P y M	53
8. Desechos radiactivos	54
8.1. Clasificación de los Desechos Radiactivos	54
8.2. Manejo de los Desechos Radiactivos	57
8.2.1. Desechos Radiactivos Sólidos	57
8.2.2. Desechos Radiactivos Líquidos	57
8.3. Almacenamiento temporal en la instalación generadora	58
8.4. Liberación de sólidos	58
8.5. Instalaciones de Almacenamiento de desechos radiactivos	59

8.5.1. Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.....	59
8.5.2. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos.....	60
8.5.3. Planta de tratamiento de Desechos Radiactivos.....	60
Capitulo 4. Metodología	62
1. Sistema de Inspección VACIS Móvil.....	62
2. Características específicas del VACIS Móvil.....	63
2.1. Dimensiones.....	63
2.2. Características del Sistema.....	64
2.3. Cabina.....	65
2.4. Plataforma del camión	66
2.5. Receptáculo de la fuente.....	67
3. Dispositivos de Seguridad del Sistema VACIS Móvil.....	69
4. Funcionamiento y operación del VACIS Móvil	71
4.1. Funcionamiento	71
4.2. Operación	72
4.2.1. Personal operativo	72
4.2.2. Área operativa.....	73
4.2.3. Instalación del Punto de Revisión.....	73
4.2.4. Realización de la Exploración.....	75
5. Protección Radiológica	79
5.1. Principio ALARA	79
5.2. Fuente y Torre de Detectores	79
5.3. Área Controlada	80
5.4. Medición de la Radiación	81
5.4.1. Levantamiento de niveles.....	82
5.5. Prueba de Fuga.....	83
6. Procedimiento de Emergencia	84
6.1. Condiciones climáticas peligrosas	84
6.2. Emergencias radiactivas	85
7. Mantenimiento.....	87

Capitulo 5. Resultados y Discusión	88
Capitulo 6. Conclusiones	106
Capitulo 7. Referencias bibliográficas	107

CAPITULO 1. INTRODUCCIÓN.

La Secretaría de Seguridad Pública entre sus atribuciones está encargada de: Aprobar el sistema destinado a obtener, analizar, estudiar y procesar información para prevenir la comisión de delitos, y entre uno de sus objetivos debe de: “Prevenir la comisión delitos”.

Para lograr cumplir su objetivo, busca actualizarse en herramientas útiles que le ayude a optimizar el trabajo en las diversas áreas que maneja. Entre esas áreas se encuentra lo que se conocía como Intercepción de Apoyo Técnico; la cual era la encargada, junto con el apoyo de otras divisiones, de planear de manera estratégica, Puestos de Control en toda la República Mexicana, mismos que no tenían los resultados esperados ya que empleaban el manejo de herramientas intrusivas. Además, el tiempo empleado en cada inspección en un tracto camión era muy prolongado y en muchas ocasiones esto provocaba que mercancía percedera se comenzara a descomponer, además de atrasos en entregas de la misma.

Ante esta problemática, se decidió en el año de 2007, en base a los resultados que había obtenido, en las fronteras con Estados Unidos y en ese entonces la Agencia Federal de Investigación, junto con los cambios en la Policía Federal, realizar dichas inspecciones, con un método no invasivo, seguro y limpio. Es entonces, cuando la Secretaría de Seguridad Pública decide dejar atrás otras opciones como las Pistolas Moleculares, Rayos X y Unidades caninas, para emplear el sistema de inspección VACIS Móvil, que utiliza la técnica de radiografía gamma.

El sistema de inspección VACIS Móvil permite realizar un gran número de revisiones a camiones de carga en un tiempo pequeño, es una prueba no destructiva, no es necesario contar con demasiado personal para realizar una inspección, es decir, se tiene una optimización en cuestión de tiempo, esfuerzo y dinero.

La radiografía gamma utiliza radiación ionizante: radiación gamma, como método de exploración. La radiación ionizante al interactuar con la materia, parte de su energía es atenuada debido a la diferencia de espesores, densidad o presencia de discontinuidades, estas variaciones de atenuación son detectadas y registradas en una pantalla y con la experiencia del operador permite señalar si el vehículo en cuestión pudiese llevar armas, drogas o mercancía ilícita. Una limitación al trabajar con radiación gamma, es que se requiere conservar **medidas de seguridad** para la protección contra la radiación, pero si se emplea de manera correcta y se siguen todas las normas de seguridad establecidas por la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA), y la Comisión Internacional en Protección Radiológica (ICRP), en donde la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS) es la encargada en México de vigilar la normativa nacional en protección radiológica, así

como el Reglamento General de Seguridad Radiológica, hace que el sistema de inspección VACIS Móvil sea muy exitoso.

A continuación, se presentan los objetivos, un marco teórico que involucra 8 temas, los cuales contienen los conocimientos que debe tener en general el operador del sistema VACIS Móvil y que son: 1. Interacción de las radiaciones nucleares con la materia; 2. Absorción de rayos gamma; 3. Decaimiento radiactivo; 4. Detección de la radiactividad; 5. Seguridad Radiológica; 6. Normas de seguridad; 7. Aplicaciones de las fuentes de radiación y 8. Desechos radiactivos.

En la metodología, se describe el sistema de inspección VACIS Móvil y todo lo relacionado con los cuidados y mantenimiento del camión.

En los resultados experimentales, se presentan una serie de gráficas que contienen estadísticas y a modo de ejemplo, gráficas de resultados de la inspección para la prevención de delitos de la Secretaría de Seguridad Pública con el sistema de inspección VACIS Móvil, además de tablas comparativas que muestran la optimización del trabajo.

Finalmente se hacen conclusiones y las referencias bibliográficas utilizadas a lo largo de este trabajo.

CAPITULO 2. OBJETIVOS.

La Secretaría de Seguridad Pública tiene entre unos de sus objetivos “Prevenir la comisión de delitos”, es por esto que para la detección oportuna de drogas, armas y mercancías ilícitas, adoptó el sistema de inspección VACIS Móvil en 2007, después de evaluar distintas opciones.

Este trabajo, por lo tanto, tiene como objetivos:

- Mostrar que el sistema de inspección VACIS móvil es eficiente para prevenir la comisión de delitos.
- Mostrar que la radiografía gamma, aunado con la experiencia del operador permite distinguir entre armas, drogas y mercancías ilícitas.
- Comprobar con cálculos teóricos y experimentales que la fuente de Cobalto-60 dentro del receptáculo del VACIS móvil cumple con las normas de seguridad.

1. Interacción de las radiaciones nucleares con la materia.

Los Rayos Gamma son la forma más energética de la radiación electromagnética. El rango de Energías que corresponde a este tipo de radiación se extiende desde unas decenas de KeV hasta unos miles de KeV. Estos tienen su origen en las transiciones que ocurren en el interior del núcleo atómico. Es decir cuando un núcleo sufre una transición de un nivel a otro de energía inferior se emite un fotón. La energía del fotón es igual a la diferencia de energías de los dos estados que intervienen en la transición.⁽¹⁾

La vía o forma de decaimiento que seguirá el núcleo depende de su estructura y de la cantidad de energía disponible en la transición. Recordemos que los rayos gamma no son la única forma de emisión de energía que tienen los núcleos, sino también contamos con el decaimiento α y el decaimiento β ; en el caso de los decaimientos α o β , el núcleo final no es el mismo que el núcleo inicial.

Estos decaimientos tienen lugar porque existe un núcleo vecino, es decir, que tenga una cantidad de protones o neutrones muy similar a la del núcleo inicial, al cual una transición desde el estado fundamental inicial es energéticamente favorable. Este fenómeno puede entenderse a partir de principios básicos de la teoría de la relatividad de Einstein.

1.1. Decaimiento Alfa.

Un gran número de núcleos muy pesados en particular $A > 210$, pueden romperse espontáneamente emitiendo una partícula alfa. El nuevo núcleo formado (núcleo hijo) tiene, entonces, dos protones menos que el núcleo inicial, por lo que el número másico (A) difiere en cuatro unidades del núcleo original. Cabe mencionar que es una transformación espontánea y que libera energía es decir es exotérmica y solo ocurre para núcleos pesados con $A > 170$.⁽²⁾

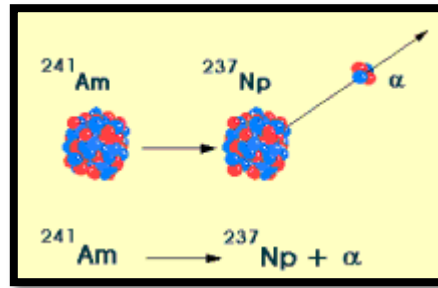
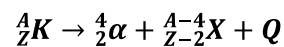


Ilustración 1. Decaimiento alfa del Americio 241.

La imagen anterior obedece a la siguiente ecuación y puede ser aplicada para elementos de núcleos pesados como lo son el Americio 241, Polonio 210, Uranio 235 y Plutonio 239.



Ecuación 1. Decaimiento radiactivo alfa.

Donde Q es la energía liberada por la transformación nuclear, la cual es transportada por la partícula alfa como energía cinética. Las emisiones de partículas α tienen energías discretas de alrededor de 4 a 10 MeV, pero tienen vidas que van de 10^{-6} a 10^{17} s, un intervalo de 10^{23} . Las emisiones α de poca duración tienen las mayores energías, y viceversa, esto se puede observar en la siguiente tabla.

Tabla 1. Emisiones alfa, energías y vidas medias.

Emisiones α	K_α (MeV)	$t_{1/2}$ (s)	λ (s^{-1})
${}^{238}_{92}\text{U}$	4.19	$1.42 \cdot 10^{17}$	$4.9 \cdot 10^{-18}$
${}^{212}_{83}\text{Bi}$	6.09	$3.64 \cdot 10^3$	$1.90 \cdot 10^{-4}$
${}^{215}_{85}\text{At}$	8.00	10^{-4}	10^4

1.2. Decaimiento Beta.

El decaimiento beta puede ser definido como el proceso en el que se lleva a cabo la desintegración radiactiva en la cual la carga del núcleo se cambia sin existir un cambio en el número de nucleones. Hay tres tipos de decaimiento beta: decaimiento beta negativo, decaimiento beta positivo y captura electrónica.

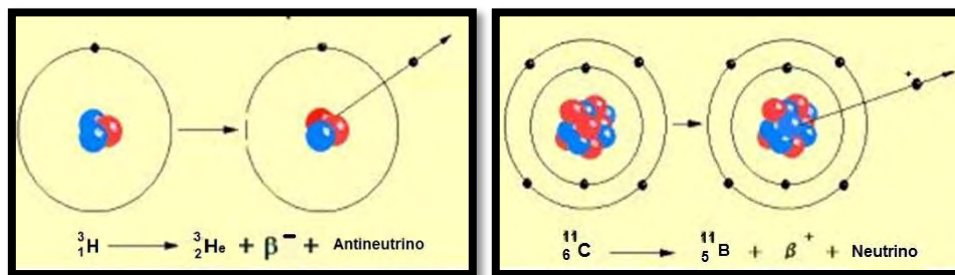
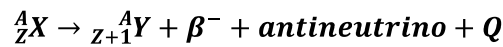


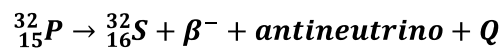
Ilustración 2. Decaimiento Beta negativo del Tritio y Decaimiento Beta positivo del Carbono 11.

En el decaimiento beta negativo (β^-) un núcleo emite un electrón y un electrón antineutrino. Como los núcleos no tienen electrones, la explicación de este proceso es que un neutrón del núcleo se convierte en un protón y un electrón. El protón resultante permanece en el núcleo y el electrón escapa como partícula beta. El número másico del núcleo resultante se mantiene, pero el número atómico aumenta en una unidad. La reacción exotérmica libera una energía Q la cual es repartida entre la partícula beta y antineutrino, por lo cual ambas partículas presentan un espectro continuo en su energía cinética ⁽³⁾.

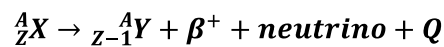


Ecuación 2. Decaimiento Radiactivo Beta negativo.

Para el caso del fósforo ${}^{32}_{15}P$ la energía de la transformación es 1.71 Mev y se reparte entre la partícula beta y el antineutrino.

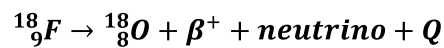


En el decaimiento beta positivo (β^+) un núcleo emite un positrón y un neutrino. Un protón del núcleo se convierte en un neutrón emitiendo un positrón y un neutrino. El número másico del núcleo resultante se mantiene, pero el número atómico disminuye en una unidad, más energía.

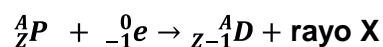


Ecuación 3. Decaimiento Radiactivo Beta positivo.

Para el caso del fósforo ${}^{18}_9F$ la energía de la transformación es 1.656 Mev y se reparte entre la partícula beta y el neutrino.



En ciertos radionúclidos es posible otro tipo de decaimiento, la captura electrónica. El núcleo atrapa un electrón orbital, de carga negativa. En consecuencia unos de sus protones se convierten en un neutrón, disminuyendo así su número atómico. El electrón atrapado por el núcleo generalmente proviene de la capa K, dejando una vacancia. Para llenar esta vacancia se posiciona un electrón de las capas exteriores (L, M), emitiendo simultáneamente un fotón (rayo X) ⁽⁴⁾. Cabe mencionar que este proceso sucede cuando la diferencia entre los núcleos padres y los radionúclidos es menor a 1.02 MeV. Tal proceso se puede describir de la siguiente manera:



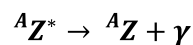
Ecuación 4. Proceso de captura Electrónica.

En la captura electrónica, un electrón orbital es capturado por el núcleo padre, y los productos son los núcleos hijos y un rayo X.

1.3. Decaimiento Gamma.

Los rayos gamma son fotones, es decir paquetes de radiación electromagnética. No tiene masa ni carga y solamente constituyen energía emitida en forma de onda; en consecuencia, cuando un núcleo emite un rayo gamma, se mantiene como el mismo núcleo, pero en un estado de menor energía.

Todos los radionúclidos son ordinarios en su nivel más bajo, pero cuando están excitados y ganan energía por un fotón o una partícula bombardeada, este puede hacer que suceda en un estado de severa excitación, cuantizando los estados de energía. Un núcleo excitado puede emitir esa energía de excitación en fotones, y a los fotones emitidos por el núcleo en un estado excitado son llamados rayos gamma. La siguiente expresión, muestra como sucede dicho decaimiento:



Ecuación 5. Decaimiento Gamma.

El decaimiento gamma sucede muy rápido, ocurriendo con una vida media del de 10^{-14} segundos.

En el caso de la emisión de rayos gamma por decaimiento del material radiactivo, existen varias formas de interacción con la materia; éstas son: efecto fotoeléctrico, efecto Compton y producción de pares electrónicos, mismos que se abordaran más adelante.

1.4. Interacción con la materia.

1.4.1. Efecto Fotoeléctrico.

Este proceso se trata de la interacción de un átomo con un fotón gamma con energía superior a la energía de enlace de un electrón orbital, de tal modo que toda la energía del fotón se transfiere al electrón, y este resulta expulsado del átomo. El fotoelectrón, que así se denomina, se comporta al atravesar la materia como una partícula beta de la misma energía. En la práctica se ha comprobado que la absorción fotoeléctrica gamma, solo es importante para energías inferiores a 1MeV, y aún en este caso, para absorbentes de número atómico elevado.

Una vez expulsado el fotoelectrón, ocupa su lugar en el átomo otro electrón procedente de una órbita mas externa, transición que va acompañada de rayos x característicos. La energía de estos últimos es pequeña comparada con la energía de la radiación gamma original. La expulsión del fotón provoca frecuentemente la expulsión de un electrón externo, denominado electrón *Auger*, en una especie de efecto fotoeléctrico conocido como efecto *Auger*, en este proceso el fotón pierde toda su energía. Al final de todo el electrón Auger escapará del átomo disipando toda su energía mediante interacciones similares a las que experimenta una partícula *beta*. De todo lo anterior, resulta evidente que el efecto fotoeléctrico conduce a la absorción, virtualmente completa, del fotón gamma; este puede quedar remplazado, en cierto grado, por fotones de baja energía, pero muy pocos de ellos logran escapar del material absorbente.⁽¹⁾

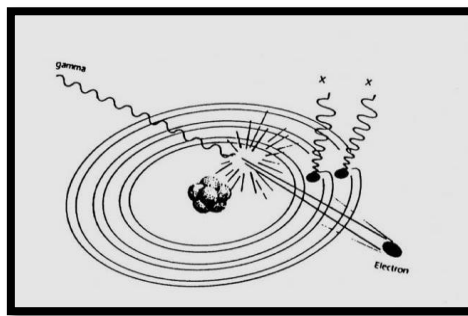


Ilustración 3. Efecto Fotoeléctrico.

1.4.2. Efecto Compton.

En este proceso, el fotón gamma realiza una colisión elástica, con un electrón externo del material absorbente, dicho electrón se encuentra enlazado débilmente, de tal forma que se comporta como si estuviera completamente libre. Se conserva en la colisión, la cantidad de movimiento y la energía, transfiriéndose al electrón parte de la energía del fotón incidente. Un fotón de energía más baja se desplaza ahora en una nueva dirección, habiendo sido desviado, es decir, dispersado de su trayectoria inicial. Con respecto al ángulo de dispersión con que sale el fotón, cuanto mayor sea la energía del fotón incidente, menor es la fracción de energía del fotón dispersado y mayor es la pérdida energética sufrida por el rayo gamma en la interacción Compton.

Como este efecto depende de un fotón y de un electrón, su magnitud depende de la cantidad de electrones orbitales existentes en el átomo del material absorbente, es decir, del número atómico. Así pues, esta interacción es directamente proporcional al número atómico del absorbente, y al igual que sucede en el efecto fotoeléctrico, su mayor significación radica en los materiales con número atómico elevado.

La gran diferencia entre el efecto fotoeléctrico y el efecto Compton es que en el primero, es un proceso completamente de absorción y en el efecto Compton lo que sucede es una simple disminución de la energía del fotón, en grado tanto mayor cuanto mayores sean la energía y el ángulo de dispersión. En un medio absorbente, con el efecto Compton, pueden producirse grandes colisiones con un solo fotón de gran energía, en este caso se dice que el fotón presenta dispersión múltiple y si no logra escapar, el fotón dispersado pasará a ser absorbido por interacción fotoeléctrica, ya que esta se va haciendo cada vez más probable al ir disminuyendo la energía.⁽¹⁾

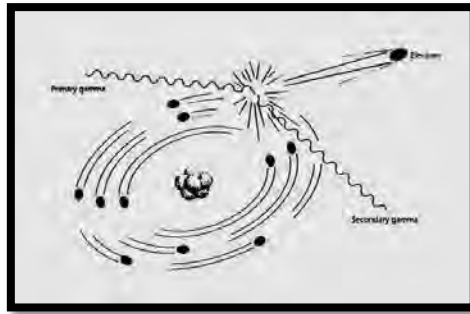


Ilustración 4. Efecto Compton.

1.4.3. Producción de pares.

Tenemos que un fotón gamma de una energía es superior a 1.02MeV pasa cerca de un núcleo atómico, este puede aniquilarse en el intenso campo eléctrico existente, con formación de un par positrón-electrón. Como la energía equivalente a la masa total de un electrón y de un positrón es de 1.02MeV , esta será la energía mínima necesaria para producir la pareja de partículas. Si el fotón gamma posee una energía superior a 1.02MeV , la diferencia se verá como energía cinética del electrón y del positrón, transfiriéndose al núcleo atómico solamente una pequeña porción de la misma. Las partículas producidas tienden a salir en dirección al fotón incidente, acentuándose el efecto para energías crecientes de la radiación gamma.

La producción de pares aumenta con el número atómico del material absorbente y con el exceso de energía del fotón de 1.02MeV . Con absorbentes de número atómico elevado y rayos gamma de energía superior a 5MeV , la producción de pares se convierte en el tipo predominante de interacción.

Al igual que en el efecto fotoeléctrico, la formación de pares conduce finalmente a la absorción del fotón gamma. Es cierto que parte de los electrones y positrones formados se neutralizarán mutuamente y formarán radiación de aniquilación, consistente por lo general en dos fotones de 0.51MeV. Ahora bien, esta energía es relativamente baja y, lo que es más, la radiación presenta una distribución isótropa, es decir, se extiende uniformemente en todas direcciones. La cantidad de energía radiante que continúa en la dirección incidente, pues es en realidad muy pequeña, y para la mayoría de las aplicaciones prácticas como el cálculo de blindaje puede admitirse que en el proceso de producción de pares el fotón queda completamente absorbido.⁽¹⁾

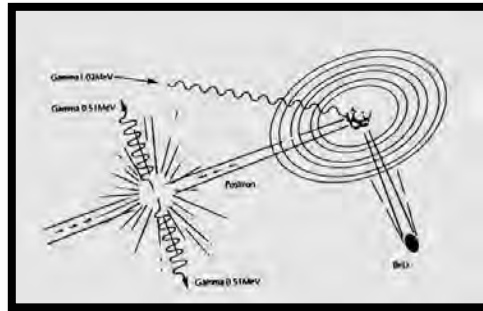


Ilustración 5. Efecto de Formación de Pares.

Se puede observar que cualquiera de los métodos de interacción da lugar a la liberación de electrones en el medio atenuador.

La ilustración 6⁽⁵⁾ resume en base al número atómico (Z) y la energía del fotón incidente, el efecto predominante cuando interacciona la radiación nuclear con la materia. Por ejemplo para que predomine el efecto fotoeléctrico debe predominar un número atómico elevado y la energía del fotón debe ser menor a 0.1MeV. Para el efecto Compton se necesita un número atómico no muy elevado y la energía, entre 0.5 a 10MeV. Para energías superiores a 10MeV predomina la producción de pares.

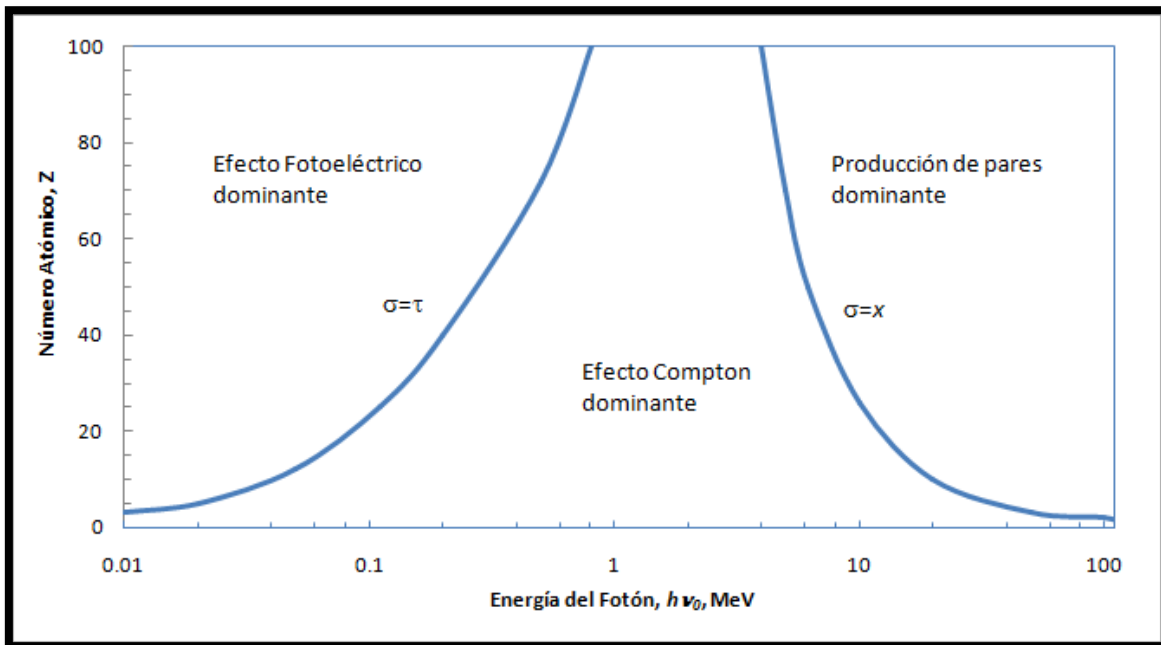


Ilustración 6. Efectos predominantes de la absorción del fotón en el material absorbente en función del Número Atómico y la Energía del Fotón incidente.

Por lo tanto, a modo de ejemplo, podemos afirmar que si tenemos una fuente de Cobalto-60, el efecto predominante de la radiación gamma al interaccionar con la materia es el efecto Compton, puesto que el ^{60}Co emite 2 gamma de energías 1.17 y 1.33MeV.

2. Absorción de Rayos Gamma.

La absorción de energía por el material está relacionada con la atenuación, pero no son iguales. La atenuación implica la absorción de energía sólo si se trata de efecto fotoeléctrico; en los otros dos efectos, la atenuación del haz inicial implica la absorción de sólo una parte de la energía de los fotones. Se define entonces un coeficiente de absorción μ_3 , que siempre es menor o igual al de atenuación.⁽⁴⁾

2.1. Atenuación de los Rayos Gamma.

Cuando la radiación gamma atraviesa la materia, la desaparición de fotones hace que su intensidad decaiga en forma exponencial. La razón es la siguiente: en un punto cualquiera del medio, la pérdida de fotones que se produce en un espesor diferencial de absorbente, dx , es proporcional a la intensidad de la radiación en dicho punto y al espesor atravesado, es decir:

$$dI = -\mu I dx \quad \text{o bien,} \quad \frac{dI}{I} = -\mu dx$$

Ecuación 6. Atenuación de la radiación Gamma

Siendo I la intensidad de la radiación, expresada en fotones (o MeV) por cm^3 y por segundo. La constante de proporcionalidad, que se expresa en cm^{-1} , este recibe el nombre de coeficiente de atenuación lineal del absorbente. Cuando un haz de rayos gamma monoenergéticos, fino y paralelo, de intensidad I_0 atraviesa el espesor x del absorbente, la intensidad I_x del haz emergente se obtiene por integración de la ecuación 6, el resultado es:

$$I_x = I_0 e^{-\mu x} \quad \text{o bien,} \quad \log \frac{I_x}{I_0} = -0.4343 \mu x$$

Ecuación 7. Coeficiente de atenuación lineal.

Hay que hacer constar que si μ es el coeficiente de atenuación total, en él se incluyen los procesos de dispersión (efecto Compton) y los procesos de absorción (efecto fotoeléctrico y de producción de pares).

Cabe mencionar que la ecuación anterior solamente es para haces de rayos gamma finos y colimados.

Si bien la cantidad de radiación absorbida por determinado espesor de material es proporcional a la intensidad inicial, la fracción absorbida por determinado espesor de material es proporcional a la intensidad inicial, la fracción absorbida es independiente de esta intensidad. Así, por ejemplo, se necesita el mismo espesor de absorbente para reducir la intensidad de un haz de radiación gamma de 1 a 0.1% de su valor inicial, que para reducirla del 100 al 10%. Además, teóricamente, se necesitaría un espesor infinito de material para absorber completamente la radiación gamma, es decir, para hacer $I_x=0$. Sin embargo. En los casos que se presentan en la práctica, por ejemplo en un blindaje, se consigue reducir la intensidad inicial a valores casi insignificantes con espesores de absorbentes finitos.⁽¹⁾

2.2. Coeficiente de atenuación y energía de la radiación Gamma.

El coeficiente de atenuación lineal (μcm^{-1}) puede determinarse experimentalmente midiendo la intensidad de un haz fino y colimado de rayos gamma monoenergéticos, antes y después de atravesar un espesor conocido de absorbente, y aplicando la ecuación 7. Si se combinan los datos experimentales con ciertas consideraciones teóricas, se puede dividir el coeficiente de atenuación observado en tres partes, que presentan las contribuciones del efecto fotoeléctrico, del efecto Compton y de la producción de pares.

Se sabe que el coeficiente de atenuación total del plomo es, por lo menos, seis veces superior al del aluminio; esto se debe a que los tres tipos de interacción con absorción entre fotones y materia aumentan con el número atómico del absorbente. En energías del orden de 4MeV o mayores, predomina en el aluminio el efecto Compton.

Los coeficientes de atenuación lineal decrecen al aumentar la energía de la radiación gamma, por lo menos hasta energías de 5MeV. Esto significa que, dentro de este intervalo, cuanto mayor sea la energía, mayor es el espesor de absorbente que se necesita para eliminar una fracción determinada de radiación.

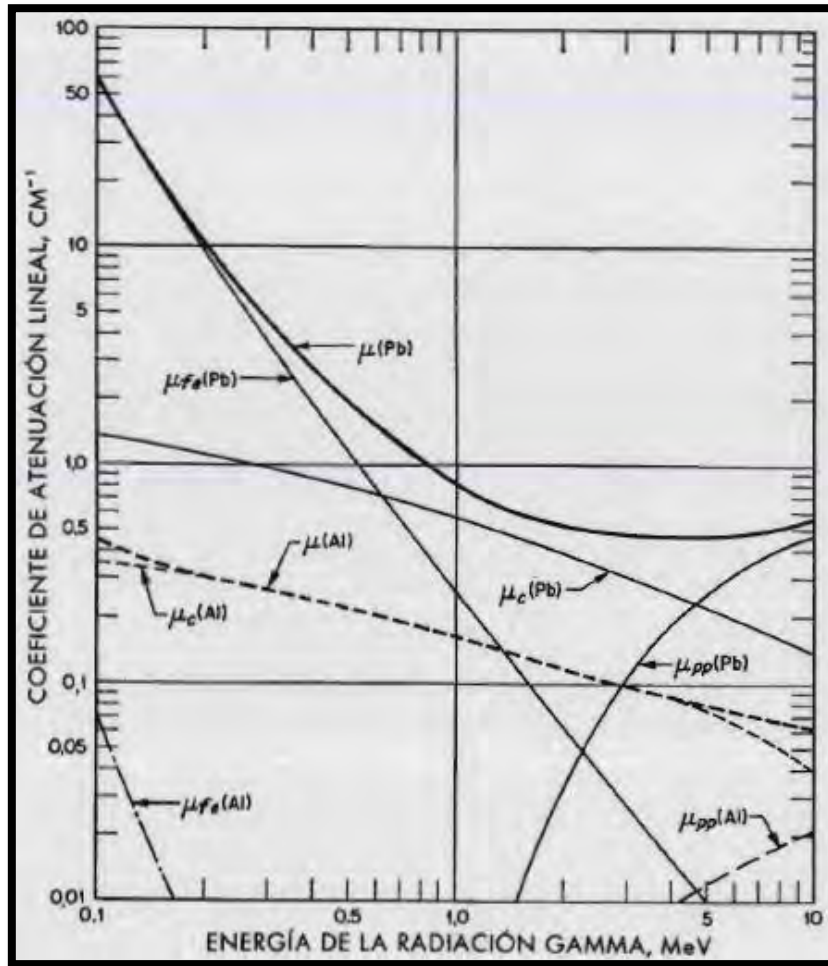


Ilustración 7. Coeficientes de atenuación lineal del Aluminio y del Plomo, donde μ_{fe} = consideración del efecto fotoeléctrico, μ_{c} = consideración del efecto Compton y μ_{pp} = consideración por pares electrónicos.

El coeficiente de atenuación másico es de vital importancia en intervalos de energía de 0.1 a 10MeV para los elementos más ligeros y de 0.2 a 3 MeV para los de número másico medio. Este coeficiente se obtiene dividiendo el coeficiente de atenuación lineal por la densidad del absorbente.⁽¹⁾

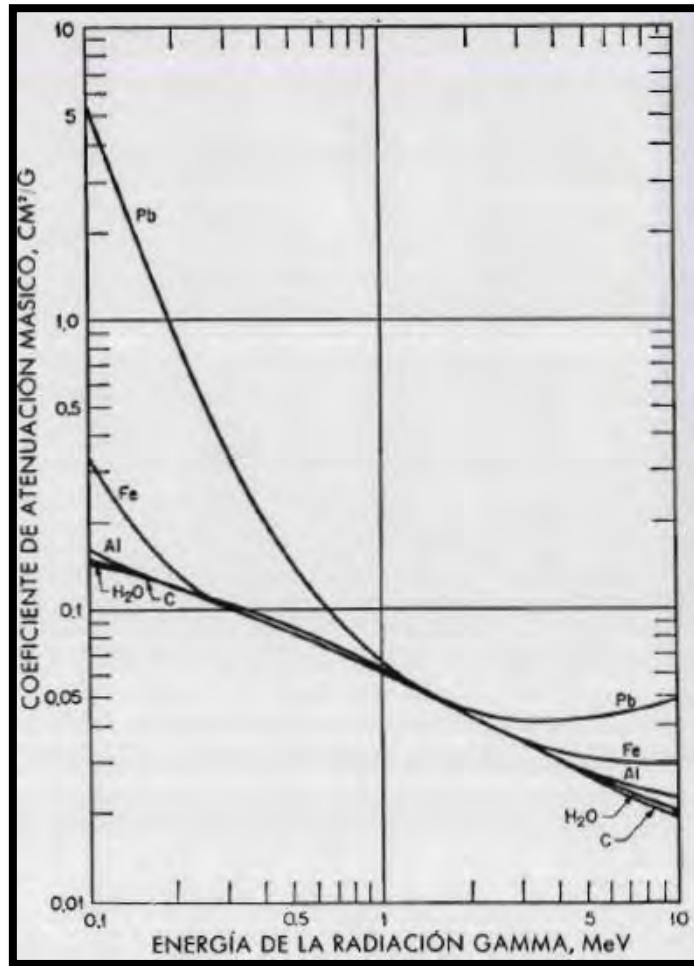


Ilustración 8. Coeficiente de atenuación mássico de varios materiales.

3. Decaimiento radiactivo.

La energía de radiación emitida está dada por la diferencia entre los niveles involucrados en el decaimiento. Como los núcleos solo pueden existir en niveles de energía fijos, se deduce que la energía de decaimiento entre dos estados dados es siempre la misma. Dicha energía puede ser útil para identificar a los radionúclidos.

Las radiaciones α y gamma, cumplen con la regla de ser monoenergéticas proviniendo solamente de un tipo de decaimiento, sin embargo las radiaciones β comparten la energía disponible con el neutrino, por lo que tienen un espectro continuo de energía.

3.1. Ley de decaimiento radiactivo.

Un radionúclido al desintegrarse se transforma en otro radionúclido o en un elemento estable. Este proceso es rápido, el radionúclido original dura poco. El decaimiento radiactivo es descrito en la siguiente ecuación:

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

Ecuación 8. Ley de decaimiento radiactivo.

Donde $N(t)$ es el número remanente de radionúclido en el tiempo t , N_0 es el número inicial en un tiempo igual a cero y λ es la constante de decaimiento, misma que es característica de cada elemento y cada tipo de decaimiento, además determina que tan rápido cae la curva de decaimiento. La actividad A , es el número de desintegraciones por una unidad de tiempo, está relacionada con el decaimiento del radionúclido N :

$$A = \lambda N$$

Ecuación 9. Para un valor dado de N , la actividad es mayor o menor en magnitud según λ .

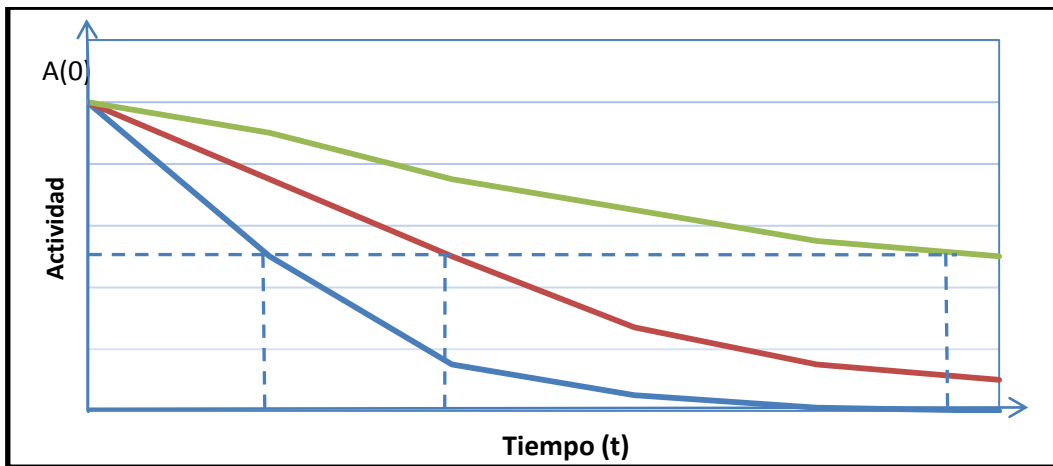


Ilustración 9. Ley de decaimiento exponencial radiactivo.

3.2. Vida media.

La vida media ($t_{1/2}$) de un isótopo es el tiempo que tarda en reducirse su actividad a la mitad. Dada la naturaleza de la función exponencial, esta vida media es la misma sin importar el instante en que se empieza a contar. Al transcurrir una vida media, la actividad se reduce a la mitad, al transcurrir dos vidas medias, se reduce a la cuarta parte, es decir, si transcurren n vidas medias, la actividad se reduce a una fracción $(1/2)^n$ del valor original.

Sabemos que la constante de decaimiento λ representa la probabilidad de desintegración. Por lo tanto, es de esperarse que si λ es grande, la vida media de un radionúclido es corta, es decir que hay una relación inversa entre la constante de decaimiento y la vida media, esta relación la muestra la siguiente ecuación:

$$t_{1/2} = \frac{0.693}{\lambda}$$

Ecuación 10. Ecuación para determinar la vida media de un radionúclido.

Cada radionúclido tiene su vida media propia, y este valor no puede ser alterado por ningún factor. Cabe destacar que las vidas medias de los isótopos pueden ser desde fracciones de segundo hasta miles de millones de años. La vida media del Cobalto 60 es de 5.24 años.⁽⁴⁾

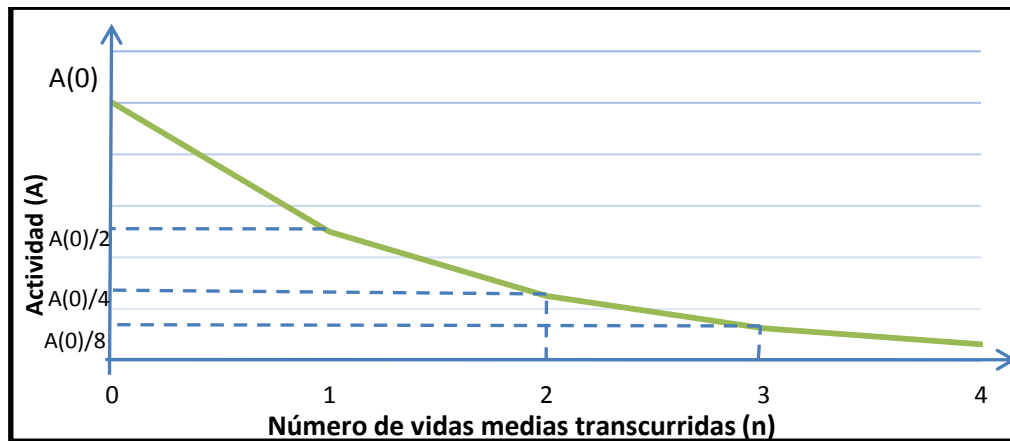


Ilustración 10. Después de n vidas medias, la actividad es $A(0)/2^n$

3.3. Esquemas de decaimiento.

En estos esquemas, las líneas horizontales representan los estados energéticos en que pueden estar los núcleos, y distintos núcleos se encuentran desplazados horizontalmente, creciendo Z hacia la derecha. Las flechas indican transiciones por emisión radiactiva. La escala vertical es una escala de energías; la energía disponible para cada decaimiento está indicada por la separación entre los estados correspondientes. De esta manera un decaimiento por partícula cargada implica una flecha diagonal, y una emisión de rayo gamma una flecha vertical.

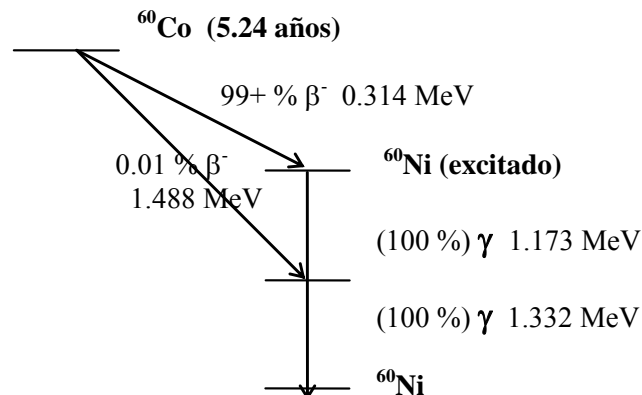


Ilustración 11. Esquema de decaimiento radiactivo del ^{60}Co .⁽⁶⁾

Se puede observar que un radionúclido puede decaer de varios modos distintos, que tienen indicado el porcentaje en que se presenta cada uno. Además, puede haber decaimientos secuenciales en varios pasos hasta llegar al estado de menor energía (estado base). La emisión de rayos gamma siempre es resultado de la creación previa de un estado excitado del núcleo final. El radionúclido decae hasta el estado base mediante transiciones llamadas isoméricas. Es importante aclarar que no hay dos esquemas de decaimiento iguales.⁽⁴⁾

Por lo tanto, la ilustración 11 muestra el esquema de decaimiento radiactivo del ^{60}Co . Decae a ^{60}Ni , esencialmente por β^- de 0.314MeV, emitidos por el más de 99% de los átomos. En un 0.01% de los decaimientos emite β^- de 1.488MeV. El ^{60}Ni excitado o metaestable alcanza su estado base por emisión de dos rayos gamma de 1.173 y 1.322MeV.

4. Detección de Radiactividad.

En Protección Radiológica, la detección de la radiación representa la herramienta más poderosa y la más delicada. Esto se debe a que los seres humanos somos incapaces de percibir la radiación mediante nuestros sentidos, por lo que es necesario el uso de instrumentos para su detección.

4.1. Principios de detección.

Los diferentes detectores de radiactividad están basados en los 3 principios siguientes:⁽⁶⁾

- La recolección de iones producidos cuando las radiaciones atraviesan un gas.
- La transformación en pulsos de electricidad de la fosforescencia producida cuando las radiaciones son absorbidas por materiales especiales.
- El comportamiento de materiales semiconductores de corriente al ser atravesado por radiaciones.

Ya que la interacción de los varios tipos de radiación con la materia, consiste en la ionización de los elementos en los cuales se disipa la energía de la radiación, un método para detectarla consiste en la recolección de los iones producidos y posterior transporte en circuitos eléctricos.

La ilustración 12 muestra el esquema general de detección, en el cual, se muestran las diferentes regiones que interactúan los diferentes detectores de ionización de gas. En la región IV, también conocida como la de Geiger-Muller, en dicha región el campo eléctrico del interior del contador que se aplica es muy fuerte, al grado que forma un par ión-electrón en la cámara, este par es suficiente para iniciar una avalancha de pares ión-electrón. Esta avalancha de pares ión-electrón, producen una señal más intensa, independientemente de la primera ionización y del tipo de partícula que se quiera detectar, es decir, no discrimina entre radiación α , β , o γ .⁽⁷⁾

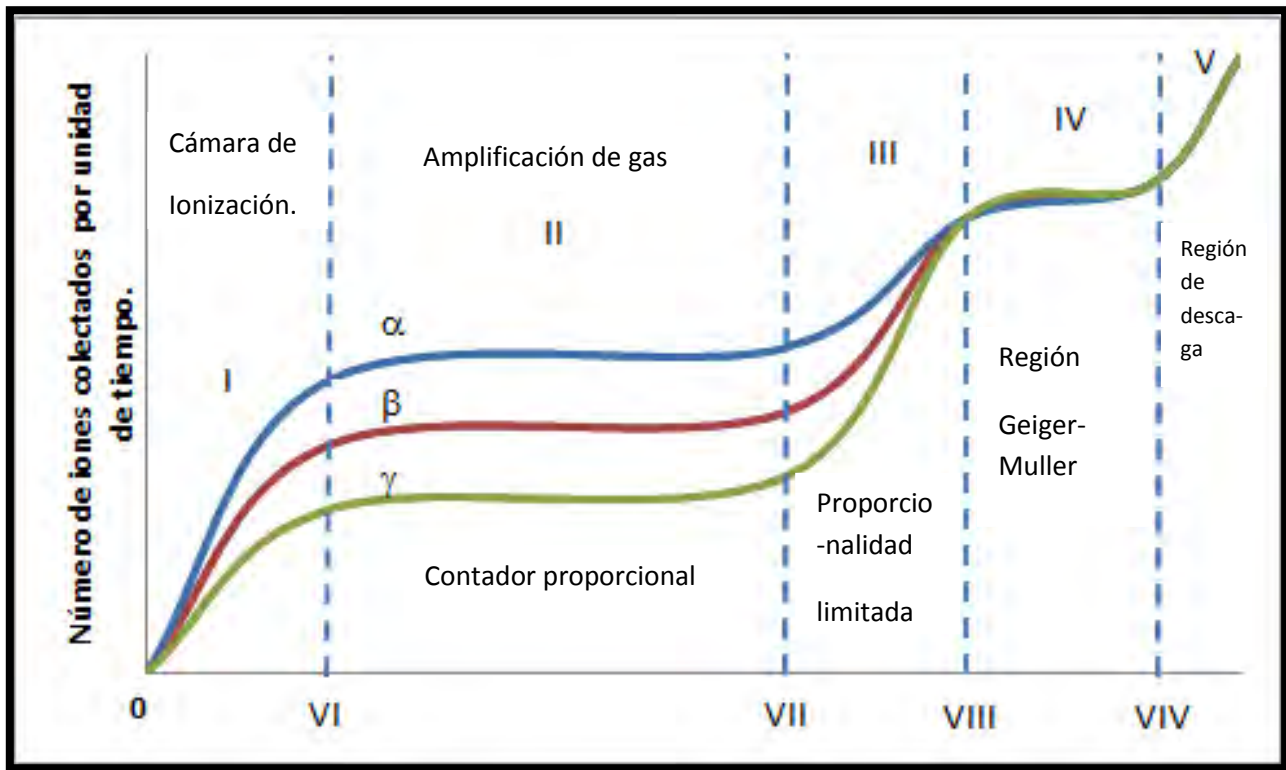


Ilustración 12. Esquema general de un sistema de detección con gas.

4.2. Detector Geiger-Muller.

La naturaleza de los pulsos producidos por un detector Geiger-Muller es similar a aquellos obtenidos en un detector proporcional, pero de una mayor amplitud como resultado de las avalanchas iónicas originadas por la radiación y el voltaje aplicados son mucho más grandes. Estos están limitados a manejar un número menor de cuentas por unidad de tiempo, debido al intervalo necesario para producir 2 pulsos consecutivos (llamado tiempo de resolución) es mayor en los detectores Geiger-Muller que en los proporcionales. Los electrodos de este detector están formados por la pared de un cilindro que contiene un alambre a lo largo de su eje central, el cual actúa como ánodo. El gas usado generalmente es una mezcla de 96% Helio y 4% Butano, o bien algún otro gas noble o una mezcla de ellos, más un pequeño gas ionizable llamado atenuación. Existe un modelo llamado de flujo y sin ventana que es de mayor eficiencia, sobre todo para la detección de partículas α y β^- de baja energía, aun cuando el gran tamaño uniforme de los pulsos permitidos no permita realizar análisis de energía de la radiación como en el caso de los detectores proporcionales.

Sin embargo el tipo de tubo sellado con ventana es el más común. Este es usado comúnmente para muestras sólidas y el espesor de la ventana debe ser escogido de manera cuidadosa según el tipo de energía de partículas β^- que se desean contar. Para partículas α es necesario que la ventana sea de menor espesor másico posible. Para la

cuenta de partículas en líquidos radiactivos el detector toma forma de un tubo de vidrio, con un ánodo central y un alambre en espiral actuando como cátodo, rodeados por un tubo de mayor tamaño que deja un espacio anular para verter un volumen determinado de líquido radiactivo. Para la detección de gases radiactivos, se utilizan modelos de flujo que permiten el ingreso de la muestra que se va a contar mezclada con el gas ionizable.

La característica principal de estos detectores es el gran tamaño de los pulsos producidos (unidades de voltio comparados con decimos de voltio en los detectores proporcionales y decimos de milivoltios en la cámara de ionización), los cuales requieren mucho menos amplificación externa para ser detectados, reduciendo considerablemente la complejidad y costo del equipo electrónico anexo.⁽⁶⁾



Ilustración 13. Ejemplo de un Detector Geiger-Müller.

5. Seguridad Radiológica.

Se entenderá por Seguridad radiológica (SR) a todas aquellas actividades que tengan como objetivo la protección y la seguridad de las personas, contra la exposición a la radiación ionizante y a las sustancias radiactivas, generadas por las prácticas o intervenciones actuales, así como, la seguridad de las fuentes de radiación incluidos los medios para conseguir esa protección y seguridad, tales como los diversos procedimientos y dispositivos para reducir las dosis y riesgos de las personas al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, y mantenerlos por debajo de las restricciones prescritas de dosis relacionadas con las fuentes, así como, los medios para prevenir accidentes y atenuar las consecuencias de estos si ocurrieran.⁽²⁾

5.1. Efectos Biológicos.

Los efectos biológicos que se presentan en la función de una cierta cantidad de dosis absorbida recibida por el individuo se les denomina determinísticos o también son conocidos como no estocásticos, ya que, es posible determinar de manera certera, en función de la dosis absorbida recibida los efectos que esta causará. Es decir estos efectos se presentarán a partir de cierto valor mínimo o umbral de dosis absorbida.

Por otro lado, a los efectos biológicos cuya probabilidad de ocurrencia no tienen un umbral de dosis, se les conoce como estocásticos, y se pueden manifestar tanto en el individuo irradiado como en su descendencia.

En el caso en que el daño se manifieste en el individuo irradiado se trata de un daño somático, es decir, el daño se ha circunscrito a sus células somáticas. Por otro lado el daño a las células resultará en daño a la descendencia del individuo. Se pueden clasificar los efectos biológicos en el hombre como somático y hereditario.⁽²⁾

Tabla 2. Cuadro Sinóptico de Efectos de la Exposición a la Radiación.

Efectos somáticos	Efectos tempranos (De días a semanas)	Nauseas, Sangrado, Diarrea, Citopenia, Perdida de pelo, Infertilidad	}	Efectos Deterministas o No Estocásticos
	Efectos tardíos (De meses a años)	Cataratas Cáncer		
Efectos Hereditarios			}	Efectos Estocásticos

- **Efectos Determinísticos.** Los efectos determinísticos tienen tres características. En primer lugar, los efectos se presentan a partir de una dosis mínima (dosis umbral) que para una exposición de cuerpo entero el límite es de 50 mSv y en un corto período de latencia. En segundo lugar, la severidad o gravedad del efecto aumenta a partir de la dosis umbral. Finalmente, se establece una relación clara entre el agente causante y el efecto.

Estos efectos dan lugar a lo que denominamos Síndrome Agudo por Radiación que puede ser hematopoyético, gastrointestinal y del sistema nervioso central. Quienes llegan a sufrir de estos síndromes agudos generalmente mueren. Previamente hay una serie de síntomas que se manifiestan con náuseas, malestar y fatiga, fiebre y cambios en la sangre, radiodermatitis, cataratas, ceguera, esterilidad parcial y total, daños a órganos nobles (intestinos, hígado, bazo, huesos, páncreas, tiroides).⁽²⁾

- **Efectos Estocásticos.** Son aquellos cuya ocurrencia está en función de la dosis, es decir, la probabilidad de ocurrencia del efecto es proporcional a la dosis recibida. En este caso, no existe una dosis umbral o valor mínimo de dosis. Entre los efectos biológicos estocásticos de la radiación tenemos el cáncer y los efectos hereditarios. Ante la generación de cáncer no se puede decir con certeza que éste fue ocasionado por la radiación, pero sí se puede estimar la probabilidad de que ese cáncer haya sido producido por la radiación a cierta dosis. Según esta definición, no hay dosis por pequeña que sea que no implique algún riesgo de cáncer en el futuro.

El cáncer o los cambios hereditarios pueden iniciarse con la modificación de la información genética de la célula, por alteración de genes específicos. Estos efectos pueden presentarse por una simple sobreexposición alta o por una exposición baja continua durante largo tiempo. Esta puede ser por irradiación externa o por inhalación o ingestión de un radioisótopo, el que es procesado por el cuerpo de acuerdo a su comportamiento químico, pudiendo alojarse en ciertos órganos o tejidos. Los efectos estocásticos se producen sin umbral, es decir que no hay dosis por pequeña que sea que no implique algún riesgo. La probabilidad del efecto aumenta en función de la dosis. No existe dosis ni efecto cero.⁽⁴⁾

- **Efectos Somáticos.** Dentro de los efectos determinísticos podemos considerar a los efectos somáticos tempranos y tardíos. Cuando afectan a las células que forman parte de los diferentes tejidos del cuerpo, excepto los tejidos reproductores (gonadales). A mediano o a largo plazo, estos efectos pueden dar origen al cáncer y a cambios fisiológicos y estructurales degenerativos.⁽²⁾

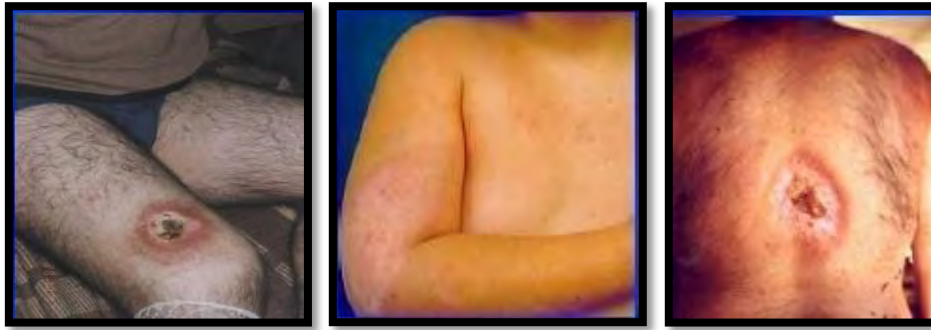


Ilustración 14. Efectos Determinísticos somáticos por exposición a fuentes de radiación en industria de esterilización y por radioterapia.

- **Efectos Genéticos.** Se denominan así cuando se dan en las células germinales y sus precursores de los tejidos reproductores, llamados también gametos (ovocitos y espermatozoides). Cualquier mutación que sufran estas células y que no comprometan su viabilidad, puede ser transmitida de una generación a otra.⁽²⁾

Tabla 3. Efectos Genéticos de acuerdo al Modelo de Dosis Duplicada.

Efecto genético	Dosis equivalente
Enfermedades dominantes (de gene simple)	0.01 a 0.05 Sv
Enfermedades cromosomales y recesivas (de gene simple)	0.05 a 0.1 Sv
Anormalidades congénitas (malformaciones)	0.1 a 1.0 Sv
Enfermedades constitutivas y degenerativas (Diabetes, epilepsia, etc.)	1.0 Sv

5.2. Magnitudes y Unidades utilizadas en Seguridad Radiológica.

En el caso de las radiaciones ionizantes, las magnitudes físicas que se caracterizan se consideran secundarias o derivadas de las primarias, entre las cuales tenemos:

Tabla 4. Magnitudes y unidades utilizadas en seguridad radiológica.

MAGNITUD	UNIDAD ESPECIAL	UNIDAD S.I.
Exposición (X)	Roentgen (R)	C/kg
Kerma (K)	Gray (Gy)	J/kg
Dosis absorbida (D)	Gray (Gy)	J/kg
Dosis equivalente (H)	Sievert (Sv)	J/kg
Dosis equivalente personal	Sievert (Sv)	J/kg

- **Exposición, X.** Es una medida de la ionización producida por los fotones, radiación gamma o rayos X, en la masa de aire, la cual se encuentra en una temperatura de 20°C y una presión atmosférica de 1 atm. Esta magnitud llega a ser sustituida por el **kerma**, ya que la exposición solo puede ser aplicada para fotones en el aire, además de no ser coherentes con el sistema internacional, lo que hace muy limitada en su aplicación para otro tipo de radiación.
- **Kerma, K.** Es el acrónimo de Kinetic Energy Released per Unit Mass (energía cinética liberada por unidad de masa). Solo se toma en cuenta la transferencia de las energías cinéticas iniciales de los iones liberados en la masa, como consecuencia de la interacción de la radiación no cargada, sirve para determinar que fracción de esa energía cinética es depositada o impartida por unidad de masa en el medio incidente.
- **Dosis absorbida, D.** Es la energía impartida promedio por unidad de masa en un punto del medio expuesto a la radiación. Esta magnitud no puede medirse directamente, no obstante con la distribución de dosis absorbida a través de los tejidos y de los órganos es difícilmente obtenida por mediciones directas sobre los pacientes.
- **Dosis equivalente, H.** Es la magnitud que se utiliza con fines de Protección Radiológica, y tiene en cuenta tanto la dosis absorbida, como la eficacia biológica de los diferentes tipos y energías de las radiaciones ionizantes.

En el caso de la eficacia biológica que en el caso exclusivo de Protección Radiológica es conocido como factor de calidad Q . La dosis equivalente se expresa en el punto de interés en tejido donde la radiación deposita energía.⁽²⁾

5.2.1. Magnitudes operativas ICRU.

Hay una comisión internacional que ha establecido estándares para medidas y unidades de radiación, esta es la ICRU o bien por sus siglas en ingles, International Commission on Radiation Units and Measurement. Estas magnitudes dosimétricas sirven para estimar, de manera razonablemente conservadora, las magnitudes de Dosis Equivalente Efectiva o Dosis Efectiva, que son los que establecen los sistemas de limitación de dosis del ICRP (International Commission on Radiological Protection).

Con fines de vigilancia radiológica personal, se introduce el concepto simplificado de dosis equivalente personal, que resulta apropiado para radiaciones penetrantes o débilmente penetrantes, esto depende de la profundidad apropiada.

- **Dosis equivalente personal, $H_p(d)$.** Es la dosis equivalente en tejido blando situado por debajo de un punto específico sobre el cuerpo, y a una profundidad apropiada.
- **Esfera ICRU.** Para definir las magnitudes operacionales se utiliza un maniquí que aproxima el comportamiento de la radiación en el cuerpo humano. Es una esfera de 30cm de diámetro que emula el tejido blando del cuerpo humano con densidad de 1g/cm^3 , la composición en masa es del 76.2% oxígeno, 11.1% carbono, 10.1%H, 2.6% nitrógeno.

Para utilizar estas magnitudes, es necesario comprobar que la instrumentación utilizada cumple con las llamadas *pruebas tipo*, cumplido este requisito, las magnitudes tradicionales como la exposición o kerma medidas en R o Gy, en dichos equipos, es posible transformarlas a Sv mediante los llamados factores de conversión.⁽²⁾

Tabla 5. Conversión de unidades dosimétricas.

Unidad	Equivalencia
1 roentgen (R)	2.58×10^{-4} C/Kg de aire
	86.9 ergios/g de aire
1 mili roentgen (mR)	1/1000R o 10^{-3} R
1 rad	100 ergios/g
	1/100J/Kg
	1/100Gy
	1cGy
1 milirad	1/1000 rad
1 rem	1/100Sv
	1cSv
	10mSv
1 milirem	1/1000rem

Tabla 6. Resumen de la unidades utilizadas en Seguridad Radiológica.

Tipo de radiación	Magnitud física	Unidad tradicional	S.I.	Medio	Efecto que mide
Rayos X y Gamma	Exposición	Roentgen (R)	C/kg	Aire	Ionización de aire
Radiación ionizante	Dosis absorbida	Rad	Gray (Gy)	Cualquier material animado y/o inanimado	Energía impartida por unidad de masa
Radiación ionizante absorbida por sistemas biológicos	Dosis equivalente	Rem	J/kg	Cualquier sistema biológico	Efecto biológico: estocástico o determinístico
Radiación ionizante absorbida por el ser humano	Dosis equivalente efectiva y/o Dosis efectiva	Rem	Sievert (Sv)	Ser humano y/o sus órganos	Efecto biológico: estocástico o determinístico

5.3. Principios básicos de seguridad radiológica.

Los principios de seguridad radiológica son tres: la justificación, la optimización y el sistema de limitación de dosis.

- **Justificación.** Una práctica que pueda conllevar a la exposición de radiación, solo debe adoptarse si aporta a los individuos expuestos o a la misma sociedad, un beneficio suficiente como para compensar el detrimento radiológico que pueda causar, es decir la práctica debe ser justificada.
- **Optimización.** Las fuentes de radiación y las instalaciones que las contengan, deberían dotarse de las mejores medidas de protección y seguridad que sean factibles en las circunstancias existentes, de manera que, la magnitud y la probabilidad de las exposiciones y el número de individuos expuestos, *sean los más bajos posibles que puedan razonablemente alcanzarse (As Low As Reasonable As posible ALARA)*, teniendo en consideración los factores sociales y económicos, y las dosis que causen y el riesgo que generen se restrinjan de manera que estén optimizadas.
- **Sistema de Limitación de Dosis.** Las dosis individuales debidas a la combinación de las exposiciones resultantes de todas las prácticas significativas, no deberían sobrepasar los límites de las dosis especificados.⁽²⁾

6. Normas de Seguridad.

6.1. Límites de dosis equivalente para Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE).

El Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE), es todo aquel individuo que en ejercicio y con motivo de sus ocupaciones, esté expuesto a radiación ionizante o a la incorporación del material radiactivo. Quedan excluidos los trabajadores que ocasionalmente en el curso del trabajo puedan estar expuestos a este tipo de radiación, siempre y cuando la dosis efectiva anual, E , que reciban no exceda el establecido por el sistema de limitación de dosis vigente nacional.

Para este personal el límite del equivalente de dosis efectivo anual $H_{E,L}$ para los efectos estocásticos es de 50 mSv (5 rem).

Para el POE el límite de equivalente de dosis anual para los efectos no estocásticos es de 500 mSv (50 rem), independientemente de si los tejidos son irradiados en forma aislada o conjuntamente con otros órganos. Este límite no se aplica al cristalino, para el cual se establece un límite de 150 mSv (15 rem).

El límite para el control de los efectos estocásticos se expresa en función del equivalente de dosis efectivo, debiéndose cumplir que:

$$\sum_T W_T \cdot H_T < H_{E,L}$$

Ecuación 11. Ecuación para determinar la razón de dosis recibida.

Donde:

W_T = Factores de ponderación

H_T = Equivalente de dosis para los diferentes tejidos

$H_{E,L}$ = Equivalente de dosis efectiva

La irradiación que reciban las mujeres ocupacionalmente expuestas con capacidad reproductiva deberá distribuirse lo más uniformemente posible en el tiempo, con el objetivo de proteger el embrión durante el período de organogénesis antes de conocerse el embarazo.

Las mujeres ocupacionalmente expuestas, que se encuentren embarazadas sólo podrán trabajar en condiciones donde la irradiación se distribuya lo más uniformemente posible en el tiempo y que la probabilidad de que reciban un equivalente de dosis anual mayor a 15 mSv (1.5 rem) sea muy baja.

Las mujeres ocupacionalmente expuestas que se encuentren en período de gestación o de lactancia NO deberán trabajar en lugares donde exista riesgo de incorporación de materiales radiactivos.⁽⁸⁾

Tabla 7. Límite de dosis comparativo para el POE y el Público. (Propuesta en ICRP 1990)

Para POE	Para Público
<ul style="list-style-type: none"> • Una E de 20mSv por año en promedio, durante un periodo de 5 años • Una E de 50mSv en cualquier año • Una H_T en cristalino de 150mSv en un año • Una H_T en las extremidades (manos y pies) o la piel de 500mSv en un año 	<ul style="list-style-type: none"> • Una E de 1mSv en un año • En circunstancias especiales, una E de hasta 5mSv en un solo año, a condición de que la dosis promedio en 5 años consecutivos no exceda 1mSv por año. • Una H_T en cristalino de 15mSv en un año • Una H_T en las extremidades o la piel de 50mSv en un año

6.2. Reducción de la intensidad de la Fuente.

La reducción de la intensidad o razón de dosis recibida de una fuente, es la principal herramienta con que se cuenta en Protección Radiológica para reducir y limitar las exposiciones tanto para el POE como para el público, esta reducción se realiza mediante tres reglas básicas de PR: Distancia, Tiempo y Blindaje.⁽²⁾

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

Ecuación 12. Ecuación de la intensidad de la fuente.

Sea un fuente de radiación gamma, con una actividad A expresada en Curies (Ci), a una distancia d (metros) de un punto de interés. Es conocido que esta fuente generará un campo con una rapidez de exposición en mR/h a la distancia d , donde también Γ es conocida como una constante específica de desintegración y sus unidades son: $\text{mRh}^{-1}\text{Ci}^{-1}\text{m}^2$.

- **Distancia.** Mientras mayor sea la distancia que exista entre la fuente y el punto de interés, menor será la intensidad del campo de radiación, tal que este disminuye en una proporción cuadrática a la distancia d . Por lo tanto es conveniente en la medida de lo razonablemente posible, recomendar como medida de protección, emplear distancias grandes entre la fuente y el personal.
- **Tiempo.** La cantidad total de la exposición dependerá del tiempo al cual se encuentre uno expuesto dentro de la zona de radiación, de ahí que se recomiende como medida de protección, optimizar los tiempos, ya sea de uso o de permanencia en los campos de radiación para evitar de esta manera exposiciones completamente innecesarias.
- **Blindaje.** Consiste en interponer entre la fuente y la persona suficiente material para atenuar la radiación. Como ya sabemos, la atenuación sigue una ley exponencial: ⁽²⁾

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

Ecuación 13. Ecuación de atenuación de una fuente radiactiva.

Donde I_0 es la intensidad de radiación que llega al material atenuador (blindaje), I es la intensidad que logra atravesarlo, μ es el coeficiente lineal de atenuación, y x es el grueso del blindaje.

A la fórmula de razón de dosis recibida por una fuente de actividad conocida debe agregarse el factor exponencial si se quiere tomar en cuenta el blindaje, quedando:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2} e^{-\mu x}$$

Ecuación 14. Ecuación de dosis recibida aplicando el factor blindaje.

La capa hemirreductora $x_{1/2}$ es el espesor de blindaje que reduce la intensidad de la radiación a la mitad. Se calcula con la fórmula:

$$x_{1/2} = \frac{0.693}{\mu}$$

Ecuación 15. Ecuación para determinar la capa hemirreductora.

Como cada capa hemirreductora que se agrega reduce la intensidad a la mitad, el poner n capas hemirreductoras reduce la intensidad por un factor 2^n . Por lo tanto, si la razón de dosis calculada previamente se divide entre este factor, para incluir el efecto del blindaje, resulta:

$$\frac{D}{t} = \frac{\Gamma A}{r^2} \frac{1}{2^n}$$

Ecuación 16. Ecuación de dosis recibida aplicando el efecto de capas hemirreductoras (blindaje).

Donde n es el número de capas hemirreductoras de que consta el blindaje.

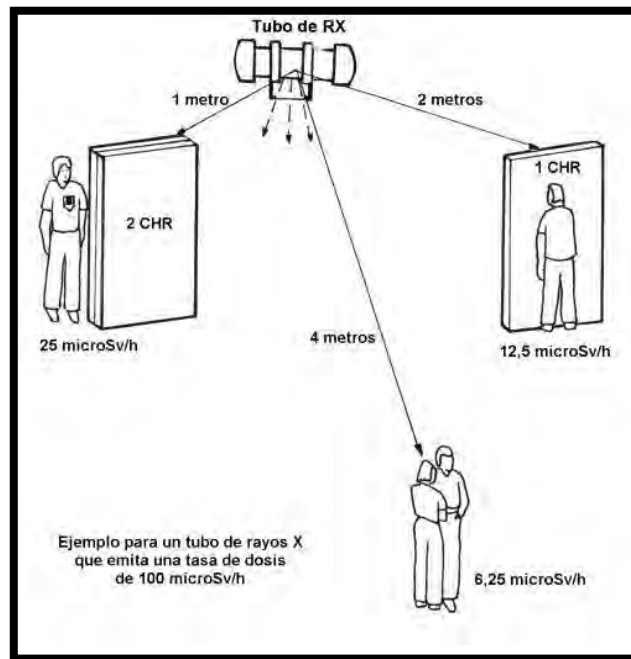


Ilustración 15. Ejemplo de la limitación de dosis basado en tiempo, distancia y blindaje para un Tubo de Rayos X que emite una tasa de 100microSv/h.

6.3. Legislación.

Hace unas décadas atrás, nuestro país comenzó a utilizar material radiactivo para generar electricidad (Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, Veracruz), comenzó a utilizarla en el diagnóstico y tratamiento médico, además de utilizarla en la inspección de soldaduras, el control de espesores en la industria papelera, en la inspección de niveles en la industria embotelladora y del envasado, en la erradicación y control de plagas; con la finalidad de realizar investigación (fisiología, reactores de investigación: Centro Nuclear de Salazar, Centro Regional de Zacatecas, Laboratorio de Física Avanzada de la ESFM en Zacatenco), entre otras aplicaciones. Todas estas aplicaciones y algunas otras están vinculadas a la Secretaría de Energía.⁽²⁾

6.3.1. Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS).

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas es un órgano descentralizado, encargado de vigilar la normativa nacional en protección radiológica, así como del Reglamento General de Seguridad Radiológica. Este organismo es el que autoriza a personas físicas y morales a poseer, manejar y/o utilizar material radiactivo así como la introducción de éste al país.

6.3.2. Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA).

El principal organismo que se encarga de asesorar sobre el uso de las radiaciones ionizante es el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), el cual tiene entre sus objetivos principales la búsqueda de medios para acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica hacia aplicaciones pacíficas, la salud y la prosperidad de los países afiliados a la Organización de las Naciones Unidas (ONU). Desde su fundación en 1957, a hecho de la seguridad su objetivo central, lo cual se ha notado por que ha permanecido en todos los programas de colaboración internacional de la ONU.

El OIEA prepara normas básicas de seguridad para protección radiológica, las cuales sirven como referencia para las legislaciones nacionales de los países que deseen adoptarlas.⁽²⁾

6.3.3. International Commission on Radiological Protection (ICRP).

La Comisión Internacional de Protección Radiológica, conocida por sus siglas ICRP, es la organización internacional que se ha encargado de emitir las recomendaciones para una buena práctica en la posesión, uso, transporte, almacenamiento, etc., del material radiactivo.

El ICRP 26 establece el sistema de limitación de dosis. La normativa en materia de protección radiológica que se basa nuestro país es en las recomendaciones realizadas por la Comisión Internacional de Protección Radiológica en 1977 (ICRP 26). El ICRP 60 fue publicado en 1990 y establece un sistema de limitación de dosis más restrictivo que el ICRP26.⁽²⁾

6.3.4. Normas Básicas de Seguridad (NBS).

Las Normas Básicas de Seguridad representan una aproximación integral y consistente para el empleo y manejo de las fuentes de radiación. Estas normas fueron aprobadas por los siguientes organismos internacionales: Agencia para la Energía Nuclear de la OCD, OIEA, FAO, ONU, OIT y la OPS, en 1997.

Su aspecto principal son las definiciones de práctica e intervención, que están presentes en las diferentes clases de exposición: ocupacional, médica, del público, potencial, de emergencia y crónica.

6.3.5. Reglamento General de Seguridad Radiológica.

El 22 de Noviembre de 1988 se publicó en el Diario Oficial de la Federación, el Reglamento General de Seguridad Radiológica, donde se establecen los requerimientos técnicos que deben cumplir los usuarios de fuentes de radiación, fijando sus responsabilidades y las funciones a cumplir en lo referente a protección radiológica. Así también, los criterios para el diseño, construcción y operación para las instalaciones, sistemas y equipos generadores de radiación; los lineamientos para desarrollar y establecer procedimientos para el uso seguro de las fuentes de radiación. Además de incluir los requisitos para el entrenamiento del POE y para la actuación en situaciones de emergencia.

La ley establece dentro del reglamento, que la seguridad es primordial en todas las actividades que involucren energía nuclear, debiendo tomarse en cuenta desde la planeación hasta el desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas; así como el destino final de los desechos. Definiendo a su vez la seguridad radiológica, en congruencia con los lineamientos del Programa Nacional de Protección Civil, como aquella que tiene por objeto proteger a los trabajadores, a la población y a sus bienes, así como el ambiente en general, mediante la prevención y limitación de los efectos que pueden resultar de la exposición a la radiación ionizante.⁽⁸⁾

6.3.6. Normas Oficiales Mexicanas.

Existen diferentes normas oficiales mexicanas relativas a la protección y seguridad radiológica, entre esas normas tenemos.⁽²⁾

Tabla 8. Normas Oficiales Mexicanas y su Fecha de publicación en el Diario Oficial de la Federación.

Clave	Descripción	Publicación en el DOF
NOM-012-STPS-1999	Condiciones de seguridad e higiene en los centros de trabajo donde se produzcan, usen, almacenen o transporten fuentes de radiaciones ionizantes.	20-XII-1999
NOM-002-SSA3-2007	Para la organización, funcionamiento e ingeniería sanitaria de los servicios de radioterapia.	11-VI-2009
NOM-001-NUCL-1994	Factores para el cálculo del equivalente de dosis.	6-II-1996
NOM-002-NUCL-2004	Pruebas de fuga y hermeticidad de fuentes selladas.	02-IX-2004
NOM-003-NUCL-1994	Clasificación de instalaciones o laboratorios que utilizan fuentes abiertas.	7-II-1996
NOM-004-NUCL-1994	Clasificación de los desechos radiactivos	04-III-1996
NOM-005-NUCL-1994	Límites anuales de incorporación (LAI) y concentraciones derivadas en aire (CDA) de radionúclidos para el personal ocupacionalmente expuesto	16-II-1996
NOM-006-NUCL-1994	Criterios para la aplicación de los límites anuales de incorporación para grupos críticos del público	20-II-1996
NOM-007-NUCL-1994	Requerimientos de seguridad radiológica que deben ser observados en los implantes permanentes de material radiactivo con fines terapéuticos a seres humanos	04-III-1996
NOM-008-NUCL-2003	Control de la contaminación radiactiva	29-XII-2003
NOM-012-NUCL-2002	Requerimientos y calibración de monitores de radiación ionizante	19-VI-2002
NOM-012-NUCL-2002	Requerimientos y calibración de monitores de radiación ionizante. Aclaración	19-VI-2002
NOM-013-NUCL-2009	Requerimientos de seguridad radiológica para egresar a pacientes a quienes se les ha administrado material radiactivo	20-X-2009
NOM-018-NUCL-1995	Métodos para determinar la concentración de actividad y actividad total en los bultos de desechos radiactivos	12-VIII-1996
NOM-019-NUCL-1995	Requerimientos para bultos de desechos radiactivos de nivel bajo para su almacenamiento definitivo cerca de la superficie	14-VIII-1996
NOM-020-NUCL-1995	Requerimientos para instalaciones de incineración de desechos radiactivos	15-VIII-1996
NOM-021-NUCL-1996	Pruebas de lixiviación para especímenes de desechos radiactivos solidificados	4-VIII-1997
NOM-022/1-NUCL-1996	Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 1. Sitio	5-IX-1997
NOM-022/2-NUCL-1996	Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 2. Diseño	5-IX-1997

NOM-022/3-NUCL-1996	Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional	14-I-1999
NOM-024-NUCL-1995	Requerimientos y calibración de dosímetros de lectura directa para radiación electromagnética	5-VIII-1997
NOM-025/1-NUCL-2000	Requisitos para equipo de radiografía industrial. Parte 1. Requisitos generales	11-IX-2000
NOM-025/2-NUCL-1996	Requisitos para equipo de radiografía industrial. Parte 2. Operación	18-VIII-1997
NOM-026-NUCL-1999	Vigilancia médica del Personal Ocupacionalmente Expuesto a radiaciones ionizantes	5-VII-1999
NOM-027-NUCL-1996	Especificaciones para el diseño de instalaciones radiactivas Tipo II Clases A, B y C	23-IX-1997
NOM-028-NUCL-2009	Manejo de desechos radiactivos en instalaciones radiactivas que utilizan fuentes abiertas	4-VIII-2009
NOM-031-NUCL-1999	Requerimientos para la calificación y entrenamiento del Personal Ocupacionalmente Expuesto a radiaciones ionizantes	28-XII-1999
NOM-032-NUCL-2009	Especificaciones técnicas para la operación de unidades para teleterapia que utilizan material radiactivo	20-X-2009
NOM-033-NUCL-1999	Especificaciones técnicas para la operación de unidades de teleterapia. Aceleradores Lineales	5-VII-1999
NOM-034-NUCL-2009	Requerimientos de selección, calificación y entrenamiento del personal de Centrales Nucleoeléctricas	3-VIII-2009
NOM-035-NUCL-2000	Límites para considerar un residuo sólido como desecho radiactivo	19-V-2000
NOM-36-NUCL-2001	Requerimientos para instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos	26-IX-2001
NOM-39-NUCL2003	Especificación para la exención de fuentes de radiación ionizante y de prácticas que las utilicen	10-XII-2003

6.4. Exposición, Contaminación y Emergencias.

- **Exposición.** Una fuente radiactiva siempre tendrá asociado un campo de radiación, compuesto por la radiación primaria liberada por la fuente y la radiación secundaria que libera este campo primario.

La exposición es la acción de estar sometido a irradiación. La exposición puede ser externa (irradiación causada por fuentes situadas fuera del cuerpo humano), o interna (irradiación causada por fuentes existentes en el interior del cuerpo humano). Esta puede ser clasificada en normal, potencial y de situaciones de intervención.

Entre las prácticas principales que originan exposición al ser humano tenemos: actividades que implican la producción de fuentes de radiación, el empleo de radiaciones y sustancias radiactivas en medicina, investigación, industria, agricultura y enseñanza; la producción de energía nuclear, incluyendo el ciclo de actividades conexas, desde la extracción y tratamiento de los minerales radiactivos a la explotación de los reactores nucleares y las instalaciones de combustible, así como, la gestión de los desechos radiactivos; asimismo, las actividades, tales como la extracción bajo tierra de carbón y minerías fosfáticas y de otro género, que puedan aumentar la exposición a las sustancias radiactivas naturales.⁽²⁾

- **Contaminación.** Se denomina contaminación a la presencia no deseada de sustancias radiactivas en la materia, por encima de las cantidades naturalmente presentes. Dicha definición es aplicable también al medio ambiente ó el cuerpo humano u objetos. De manera evidente, estas fuentes radiactivas indeseadas pueden estar dentro o en la superficie del cuerpo humano, animales u objetos, fuentes de radiación que dan lugar a irradiaciones o exposiciones las cuales pudieran ser nocivas.⁽⁸⁾
- **Descontaminación.** Es la acción que tiene como propósito la eliminación o reducción de la contaminación mediante un proceso físico o químico. La descontaminación puede ser personal (externa o interna); áreas y superficies y de equipo, material y vestuario.⁽²⁾

6.5. Instalaciones radiactivas.

Por definición, se entiende por instalación radiactiva todo aquél emplazamiento o lugar en el cual tengan lugar prácticas con radiación ionizante. De acuerdo con el Reglamento General de Seguridad Radiológica, artículo 98, las instalaciones radiactivas se clasifican en Tipo I y en Tipo II.

6.5.1. Instalaciones radiactivas Tipo I.

Las instalaciones Tipo I son aquellas en las que se producen, fabrican, almacenan o usan fuentes selladas o dispositivos generadores de radiación ionizante; en las que se extraen o procesa mineral radiactivo, o en las que se tratan, acondicionan o almacenan desechos radiactivos de niveles bajo o intermedio. Estas instalaciones a su vez se clasifican en tres grupos⁽⁸⁾:

- **Tipo I-A.** Son aquellas en las que las fuentes salen del blindaje durante su operación o aceleradores de partículas con energías iguales o mayores a 10MeV.

- **Tipo I-B.** Son aquellas que alojan unidades de teleterapia, de rayos X con fines terapéuticos, irradiadores en los que las fuentes no salen del blindaje durante su operación o aceleradores de partículas con energías menores de los 10MeV.
- **Tipo I-C.** Son aquellas en las cuales se hace uso de aplicadores oftálmicos, medidores de espesor, densidad o nivel, o eliminadores y medidores de electricidad estática.

6.5.2. Instalaciones radiactivas Tipo II.

Este tipo de instalaciones se identifican porque producen, fabrican, almacenan o usan fuentes abiertas. De acuerdo con la actividad y radiotoxicidad de las fuentes de radiación (muy alta, alta, moderada o baja radiotoxicidad), las instalaciones Tipo II se clasifican en tres grupos A, B y C.⁽⁸⁾

- **Tipo II-A.** Son aquellas instalaciones en las que pueden estar presentes, en cualquier momento dado, más de 370MBq (10mCi) de radionúclidos de muy alta radiotoxicidad, más de 3.7Gbq (100mCi) de radionúclidos de alta radiotoxicidad, más de 37GBq (1Ci) de radionúclidos de moderada radiotoxicidad o más de 370GBq (10Ci) de radionúclidos de baja radiotoxicidad.
- **Tipo II-B.** Son aquellas en las que pueden estar presentes, en cualquier momento dado, hasta 370MBq (10mCi) de radionúclidos de muy alta radiotoxicidad, hasta 3.7GBq (100mCi) de radionúclidos de alta radiotoxicidad, hasta 3.7GBq (1Ci) de radionúclidos de moderada radiotoxicidad o hasta 370GBq (10Ci) de radionúclidos de baja radiotoxicidad.
- **Tipo II-C.** Son instalaciones Tipo II-C, aquellas en las que pueden estar presentes, en cualquier momento dado, hasta 370KBq (10nCi) de radionúclidos de muy alta radiotoxicidad, hasta 3.7MBq (100uCi) de radionúclidos de alta radiotoxicidad, hasta 37MBq (1mCi) de radionúclidos de moderada radiotoxicidad o hasta 370MBq (10mCi) de radionúclidos de baja radiotoxicidad.

Tabla 9. Clasificación de las Instalaciones radiactivas Tipo II clase A, B o C.

Radiotoxicidad del radionúclido	Cantidad mínima a considerarse (kBq)	Clasificación de la instalación		
		Tipo II C	Tipo II B	Tipo II A
Muy Alta	3.7	370kBq o menos	370kBq a 370 MBq	370MBq o más
Alta	37	3.7MBq o menos	3.7MBq a 3.7GBq	3.7GBq o más
Moderada	370	37MBq o menos	37MBq a 37GBq	37GBq o más
Baja	3700	370MBq o menos	370MBq a 370GBq	370GBq o más
1kBq = 10 ³ Bq				
1MBq = 10 ⁶ Bq				
1GBq = 10 ⁹ Bq				

Tabla 10. Grupos formados de acuerdo a su nivel de Radiotoxicidad.

GRUPOS DE RADIOTOXICIDAD

Grupo 1: Toxicidad muy alta

²¹⁰ Pb	²²⁶ Ra	²²⁷ Th	²³¹ Pa	²³³ U	²³⁸ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴³ Am	²⁴⁴ Cm	²⁴⁹ Cf
²¹⁰ Po	²²⁸ Ra	²²⁸ Th	²³⁰ U	²³⁴ U	²³⁹ Pu	²⁴² Pu	²⁴² Cm	²⁴⁵ Cm	²⁵⁰ Cf
²²³ Ra	²²⁷ Ac	²³⁰ Th	²³² U	²³⁷ Np	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴³ Cm	²⁴⁶ Cm	²⁵² Cf

Grupo 2: Toxicidad alta

²² Na	⁵⁶ Co	⁹⁵ Zr	¹²⁵ Sb	¹³¹ I	¹⁴⁴ Ce	¹⁸¹ Hf	²⁰⁷ Bi	²²⁸ Ac
³⁶ Cl	⁶⁰ Co	¹⁰⁶ Ru	¹²⁷ Te ^m	¹³³ I	¹⁵² Eu ^{13a}	¹⁸² Ta	²¹⁰ Bi	²³⁰ Pa
⁴⁵ Ca	⁸⁹ Sr	¹¹⁰ Ag ^m	¹²⁹ Te ^m	¹³⁴ Cs	¹⁵⁴ Eu	¹⁹³ Ir	²¹¹ At	²³⁴ Th
⁴⁶ Sc	⁹⁰ Sr	¹¹⁵ Cd ^m	¹²⁴ I	¹³⁷ Cs	¹⁶⁰ Tb	²⁰⁴ Tl	²¹² Pb	²³⁶ U
⁵⁴ Mn	⁹¹ Y	¹¹⁴ In ^m	¹²⁵ I	¹⁴⁰ Ba	¹⁷⁰ Tm		²²⁴ Ra	²⁴⁹ Bk
		¹²⁴ Sb	¹²⁶ I					

Grupo 3: Toxicidad moderada

⁷ Be	⁴⁸ Sc	⁶⁵ Zn	⁹¹ Sr	¹⁰³ Ru	¹²⁵ Te ^m	¹⁴⁰ La		¹⁸⁷ W	¹⁹⁸ Au	
¹⁴ C	⁴⁸ V	⁶⁹ Zn ^m	⁹⁰ Y	¹⁰⁵ Ru	¹²⁷ Te	¹⁴¹ Ce	¹⁵³ Gd	¹⁸³ Re	¹⁹⁹ Au	²³¹ Th
¹⁸ F	⁵¹ Cr	⁷² Ga	⁹² Y	¹⁰⁵ Rh	¹²⁹ Te	¹⁴³ Ce	¹⁵⁹ Dy	¹⁸⁶ Re	¹⁹⁷ Hg	²³³ Pa
²⁴ Na	⁵² Mn	⁷³ As	⁹³ Y	¹⁰³ Pd	¹³¹ Te ^m	¹⁴² Pr	¹⁶⁵ Dy	¹⁸⁸ Re	¹⁹⁷ Hg ^m	²³⁹ Np
³⁸ Cl	⁵⁶ Mn	⁷⁴ As	⁹⁷ Zr	¹⁰⁹ Pd	¹³² Te	¹⁴³ Pr	¹⁶⁶ Dy	¹⁸⁵ Os	²⁰³ Hg	²³⁹ Np
³¹ Si	⁵² Fe	⁷⁶ As	⁹³ Nb ^m	¹⁰⁵ Ag	¹³⁰ I	¹⁴⁷ Nd	¹⁶⁶ Ho	¹⁹¹ Os	²⁰⁰ Tl	⁶⁷ Ga
³² P	⁵⁵ Fe	⁷⁷ As	⁹⁵ Nb	¹¹¹ Ag	¹³² I	¹⁴⁹ Nd	¹⁶⁹ Er	¹⁹³ Os	²⁰¹ Tl	¹¹¹ In
³⁵ S	⁵⁹ Fe	⁷⁵ Se	⁹⁹ Mo	¹⁰⁹ Cd	¹³⁴ I	¹⁴⁷ Pm	¹⁷¹ Er	¹⁹⁰ Ir	²⁰² Tl	¹³³ Ba
⁴¹ Ar	⁵⁷ Co	⁸² Br	⁹⁶ Tc	¹¹⁵ Cd	¹³⁵ I	¹⁴⁹ Pm	¹⁷¹ Tm	¹⁹⁴ Ir	²⁰³ Pb	⁹² Sr
⁴² K	⁵⁸ Co	⁸⁵ Kr ^m	⁹⁷ Tc ^m	¹¹⁵ In ^m	¹³⁵ Xe	¹⁵¹ Sm	¹⁷⁵ Yb	¹⁹¹ Pt	²⁰⁶ Bi	⁸³ Zr
⁴³ K	⁶³ Ni	⁸⁷ Kr	⁹⁸ Tc	¹¹³ Sn	¹³¹ Cs	¹⁵³ Sm	¹⁷⁷ Lu	¹⁹³ Pt	²¹² Bi	⁸⁵ Zr
⁴⁷ Ca	⁶⁵ Ni	⁸⁶ Rb	⁹⁹ Tc	¹²⁵ Sn	¹⁶³ Cs	¹⁵² Eu ^{9.2h}	¹⁸¹ W	¹⁹⁷ Pt	²²⁰ Rn	
⁴⁷ Sc	⁶⁴ Cu	⁸⁵ Sr	⁹⁷ Ru	¹²² Sb	¹³¹ Ba	¹⁵⁵ Eu	¹⁸⁵ W	¹⁹⁶ Au	²²² Rn	

Grupo 4: Toxicidad baja.

³ H	⁵⁸ Co ^m	⁷¹ Ge	⁸⁷ Rb	⁹⁷ Nb	¹⁰³ Rh ^m	¹³¹ Xe ^m	¹³⁵ Cs	¹⁹¹ Os ^m	²³² Th	²³⁸ U
¹⁵ O	⁵⁹ Ni	⁸⁵ Kr	⁹¹ Y ^m	⁹⁶ Tc ^m	¹¹³ In ^m	¹³³ Xe	¹⁴⁷ Sm	¹⁹³ Pt ^m	^{nat} Th	^{nat} U
³⁷ Ar	⁶⁹ Zn	⁸⁵ Sr ^m	⁹³ Zr	⁹⁹ Tc ^m	¹²⁹ I	¹³⁴ Cs ^m	¹⁸⁷ Re	¹⁹⁷ Pt ^m		²³⁵ U

m = metaestable

13a= vida media de trece años

7. Aplicaciones de las fuentes de radiación.

El uso de materiales radiactivos y rayos X, en la mayoría de las industrias ha adquirido una gran importancia en el desarrollo y mejora de procesos, medición y automatización, operación e investigación de operaciones, control y pruebas de calidad, reducción de costos y otros propósitos. Su uso se incrementa rápidamente desde hace unas décadas y continúan en incremento.

Siguiendo el esquema del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), quien cataloga tales aplicaciones bajo seis técnicas principales que son: Técnicas de Radiografía, Técnicas Analíticas, Técnicas de Medición, Técnicas de irradiación, Técnicas que involucran a fuentes radiactivas abiertas y por último Técnicas varias(OIEA 1990), mismas que se dividen en aplicaciones más específicas, como se muestra a continuación.⁽²⁾

Tabla 11. Clasificación de las aplicaciones de las Técnicas que utilizan fuentes de radiación.

Técnicas	
1	Radiografía <ul style="list-style-type: none"> • Radiografía Industrial Gamma y de Rayos X (no invasiva) • Radiografía con fines de diagnóstico médico • Radiografía beta • Radiografía de neutrones
2	Analíticas <ul style="list-style-type: none"> • Fluorescencia de Rayos X • Captura electrónica • Captura de neutrones y análisis por activación
3	Medición <ul style="list-style-type: none"> • Medidores de transmisión (rayos beta y fotones) • Medidores de retrodispersión beta • Medidores de retrodispersión gamma • Medidores de fluorescencia de rayos gamma • Medidores de fluorescencia por rayos X • Interrupción de haces de fotones (medidores de nivel) • Absorción gamma selectiva • Dispersión gamma • Terminalización de neutrones • Transmisión de neutrones
4	Irradiación <ul style="list-style-type: none"> • Terapia con haces de radiación(teleterapia) • Esterilización por radiación, polimerización y curado • Preservación de alimentos
5	Involucran fuentes radiactivas abiertas <ul style="list-style-type: none"> • Técnicas con trazadores • Usos terapéuticos de radiofármacos • Dispositivos autoluminosos • Sostenimiento de descargas eléctricas en algunas aplicaciones especiales de telefonía • Usos del torio

6	Varias	<ul style="list-style-type: none">• Eliminación de estática• Detectores de humo• Sistemas de iluminación y prevención• Medidores de punto de condensación• Baterías nucleares• Detección inadvertida de radiactividad• Producción inadvertida de rayos X
---	--------	--

7.1. Técnicas de Radiografía.

En esta técnica se hace pasar un haz de radiación a través de una muestra en investigación y se registra el haz de radiación emergente, tradicionalmente en película fotográfica, pero en la actualidad se ha incrementado su uso debido a los medios fluoroscópicos como intensificadores de imagen y la grabación en video para hacer análisis en tiempo real. Con ella pueden observarse y registrarse fallas o corrosiones en la muestra, ya sea producto terminado, soldadura, tanques, propelas de barcos y muchos otros artículos.

Debido a los niveles de radiación que se manejan en la radiografía industrial que utiliza radiación gamma, ya que este tipo de aplicación estuvo relacionada por muchos años en la República Mexicana con accidentes radiológicos (pérdida de fuentes, exposición de POEs, etc.); esta es una actividad en la que hay especial énfasis en su regulación por parte de la CNSNS, existiendo de esta forma las NOM-025-NUCL parte uno y dos.⁽²⁾

7.1.1. Clasificación.

De acuerdo a sus características de operación, los equipos de radiografía gamma se clasifican en:

- **Categoría I.** Equipo que no permite el movimiento de la fuente sellada fuera del contenedor de trabajo, la exposición de la fuente se hace abriendo un obturador o moviendo la fuente sellada a una posición de exposición dentro del dispositivo, que permite la emisión de un haz de radiación gamma.
- **Categoría II.** Equipo que permite mover la fuente sellada fuera del contenedor de trabajo hasta su posición de exposición, es decir fuera del blindaje. Este equipo requiere del uso de un control de mando y del empleo de tubo guía de la fuente.

De acuerdo a las características de manejo, los equipos de radiografía gamma se clasifican en:

- **Clase P.** Contenedor de trabajo portátil. Equipo diseñado para ser llevado por una persona.
- **Clase M.** Contenedor de trabajo móvil. Equipo diseñado para ser movido de un lugar a otro por medio de un mecanismo adecuado para este propósito, pero que no es portátil.
- **Clase F.** Contenedor de trabajo fijo. Equipo permanentemente fijo dentro de un local diseñado para radiografía gamma o con movilidad restringida a un área particular de trabajo.⁽⁹⁾

7.1.2. Requisitos para los equipos de radiografía gamma.

El equipo de radiografía gamma debe soportar las condiciones que se puedan encontrar durante su uso, y que puedan afectar adversamente su operación.

Los componentes y el acabado de sus superficies deben ser resistentes a la corrosión.

Los contenedores, controles de mando y partes móviles deben contar con los accesorios requeridos para prevenir la entrada de agua, fango (lodo), arena u otra materia extraña.

Debe disponerse de accesorios suficientes y adecuados para el montaje seguro del equipo de radiografía gamma y de la punta de posición, para las diferentes posiciones de uso.

Deben utilizarse colimadores apropiados al trabajo a realizar.⁽¹⁰⁾

7.1.3. Marcado e identificación.

Los contenedores de trabajo deben tener grabada de origen, y mantener en forma visible y clara la información siguiente:⁽⁸⁾

- i. Marca, modelo y número de serie del contenedor.
- ii. Capacidad máxima del contenedor.
- iii. Isótopo para el que está diseñado.
- iv. Peso total del contenedor.
- v. Tipo del contenedor
- vi. Nombre y país de origen del fabricante.

Los contenedores de trabajo deben exhibir una etiqueta de identificación con una dimensión mínima de 10 cm de ancho por 12 cm de largo, con la siguiente información:

- i. El símbolo internacional de radiación ionizante,
- ii. La leyenda “PELIGRO. RADIACION”
- iii. Nombre, dirección y teléfono del permisionario.



Ilustración 16. Símbolo internacional de Radiación.

Los contenedores de trabajo deben exhibir una placa de identificación con la información siguiente relativa a la fuente sellada:

- i. Marca, modelo y número de serie de la fuente sellada.
- ii. Símbolo químico y número másico del radionúclido que contenga.
- iii. Actividad y fecha en la que fue medida.
- iv. Nombre del fabricante de la fuente sellada.

7.2. Niveles máximos de rapidez de equivalente de dosis en las vecindades de los contenedores de trabajo.

Los contenedores de trabajo deben estar contruidos de tal manera que cuando se encuentren totalmente asegurados con sus cerraduras y conexiones, y estén equipados con una fuente sellada que corresponda a la capacidad máxima que por diseño puedan alojar, no se excedan los niveles establecidos en la Tabla 3.17.⁽⁹⁾

Tabla 12. Niveles máximos de rapidez de Dosis Equivalente.

Clase	$\mu\text{Sv/h}$ (mRem/h)			
	A contacto de cualquier superficie externa del contenedor		A 1.0 metros de cualquier superficie externa del contenedor	
P	2000	(200)	20	(2)
M	2000	(200)	50	(5)
F	2000	(200)	100	(10)

7.3. Requisitos para la operación de equipos de radiografía gamma clase P y clase M.

Antes de iniciar la operación del equipo de radiografía gamma se debe verificar y registrar lo siguiente:

Que existe el equipo portátil medidor de radiación ionizante, calibrado y operable en el lugar de las operaciones de radiografía gamma.

Que se portan dosímetros personales y alarma sonora.

Que se ha instalado un acordonamiento, letreros y señalamientos preventivos a una distancia de la fuente sellada, tal que, impida el acceso de personal no autorizado a las áreas con niveles calculados de rapidez de equivalente de dosis mayores a $10 \mu\text{Sv/h}$.

Que se cuenta con una copia del Manual de Seguridad Radiológica.

Permanecer el menor tiempo posible en el área de la toma radiográfica.

El técnico radiógrafo y/o el auxiliar de radiógrafo, deben mantener una vigilancia directa del área delimitada por el acordonamiento, para evitar la entrada o la permanencia en la colindancia de dicha área del personal no autorizado.

La fuente sellada debe estar alojada dentro del contenedor de trabajo en su posición de seguridad, mientras el equipo de radiografía gamma no esté en uso.⁽¹⁰⁾

8. Desechos Radiactivos.

La gestión de los residuos radiactivos en México es una actividad regulada que incluye acciones para la reducción de volumen, segregación, transporte, preparación, inmovilización, almacenamiento temporal y almacenamiento definitivo. Esto al igual que su clasificación se basa en la norma NOM-004-NUCL-1994.

- **Almacenamiento definitivo.** Aislar de manera permanente los desechos radiactivos del ambiente accesible al hombre, teniendo en cuenta las cadenas alimenticias.
- **Almacenamiento temporal.** Es el almacenamiento de los desechos radiactivos en una instalación controlada, que brinda protección al personal, la población y al ambiente, y de la que serán posteriormente recuperados.
- **Desecho radiactivo.** Cualquier material del que no se tenga previsto uso alguno, y que contenga o esté contaminado con radionúclidos a concentraciones o niveles de radiactividad mayores a los señalados por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.
- **Material radiactivo.** Cualquier material que contiene uno o varios radionúclidos que emiten espontáneamente partículas o radiación electromagnética, o que se fisianan espontáneamente.⁽¹¹⁾

8.1. Clasificación de los desechos radiactivos

Los desechos radiactivos se clasifican de acuerdo con la concentración, la actividad y la vida media de los radionúclidos presentes en éstos y su origen, como:

a) Desechos radiactivos de Nivel Bajo: Clase A, Clase B y Clase C. Contienen cantidades despreciables de radionúclidos de vida media larga; producidos generalmente de la aplicación de radioisótopos en medicina, industria, e investigación.

Producidos también en la generación de energía eléctrica. Estos desechos pueden ser manejados sin blindajes y sin enfriamiento.

b) Desechos radiactivos de Nivel Intermedio. Desechos que se generan durante la operación de centrales nucleares de potencia. No generan suficiente calor para requerir enfriamiento pero su nivel de radiactividad hace necesario el uso de blindajes para su manipulación.

c) Desechos radiactivos de Nivel Alto. Provenientes del reprocesamiento de combustibles gastados, estos desechos contienen elementos transuránicos y productos de fisión altamente radiactivos, generan calor y tienen vida media larga por lo que se requiere de blindaje y enfriamiento.

d) Desechos mixtos. Son aquellos que contienen también residuos peligrosos conforme a la NOM-052-ECOL-1993, en general son desechos radiactivos generados por las instituciones y empresas dedicadas a la investigación y aplicaciones de los radionúclidos.

e) Jales de uranio y torio. Como en todo proceso de minería no todo es mineral de interés y de esto no todo el material se recupera, en el caso del uranio, los remanentes sólidos y líquidos de uranio en las rocas encajonantes y los líquidos del proceso de concentración es a lo que se les conoce como jales, en los cuales el material remanente es el uranio y el torio. ⁽¹¹⁾

Para que el operador del sistema VACIS pueda distinguir entre armas, drogas y mercancías ilícitas, mediante la radiografía gamma, requiere para una buena resolución de imágenes de por lo menos de una actividad mínima de 0.1875 Ci. Cuando se llega a esta actividad (2 vidas medias) la fuente se considera un desecho. La clasificación de desecho radiactivo a la que pertenece nuestra fuente de ^{60}Co después de 2 vidas medias y con una actividad de 0.1875 Ci, de acuerdo con la norma oficial mexicana NOM-004-NUCL-1994, Clasificación de los desechos radiactivos, es un desecho radiactivo de nivel bajo clase B, porque obedece al primer criterio que es pertenecer ya sea a la Tabla 13 o bien a la Tabla 14, y nuestro desecho pertenece a la Tabla 14. Ahora bien, el segundo criterio para considerarlo un desecho radiactivo nivel bajo clase B es que la concentración del radionúclido sea menor o igual a la concentración límite que señala la columna 2. Y al no haber concentración límite para esto debido a consideraciones prácticas, pasa automáticamente a un ser considerado como un desecho radiactivo de nivel bajo clase B.

Tabla 13. Concentraciones de referencia para la clasificación de desechos radiactivos que contengan radionúclidos de vida media larga.

Radionúclidos	Concentración	
	10^{10} Bq/m ³	Ci/m ³
¹⁴ C	29.6	8.0
¹⁴ C en metal activado	296.0	80.0
⁵⁹ Ni en metal activado	814.0	220.0
⁹⁴ Nb en metal activado	0.74	0.2
⁹⁹ Tc	11.1	3.0
¹²⁹ I	0.296	0.08
Radionúclidos emisores alfa con una vida media mayor de 5 años, excepto el Uranio	3.7 ^{ia}	100.0 ^{iib}
²⁴¹ Pu	129.5 ^{iiia}	3500.0 ^{ivb}
²⁴² Cm	740.0 ^{va}	20000.0 ^{vib}

- Las unidades son 10^3 Bq por gramo
- Las unidades son nanocuries por gramo

Tabla 14. Concentraciones de referencia para la clasificación de desechos radiactivos que contengan radionúclidos de vida media corta.

Radionúclido	Concentración					
	10^{10} Bq/m ³ (Ci/m ³)					
	Columna 1		Columna 2		Columna 3	
Todos los radionúclidos con vida media menor de años	2590.0	700.0	Vii *		Viii *	
³ H	148.0	40.0	ix *		X *	
⁶⁰ Co	2590.0	700	Xi *		Xii *	
⁶³ Ni	12.95	3.5	259.0	70.0	2590.0	700.0
⁶³ Ni en metal activado	129.5	35	2590.0	700.0	25900.0	7000.0
⁹⁰ Sr	0.148	0.04	555.0	150.0	25900.0	7000.0
¹³⁷ Cs	3.7	1.0	162.8	44.0	17020.0	4600.0

*No existen límites establecidos para estos radionúclidos en desechos radiactivos de nivel bajo clase B o C. Consideraciones prácticas tales como el efecto de la radiación externa y generación de calor interno para el transporte, manejo y disposición, limitan la concentración de estos desechos. Estos desechos radiactivos deben clasificarse como desechos radiactivos de nivel bajo clase B, a menos que la concentración de otros radionúclidos en la Tabla 2, determine que el desecho radiactivo pertenece a nivel bajo clase C, independientemente de estos radionúclidos.

$$S_F = \sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{L,i}} < 1$$

Ecuación 17. Ecuación para calcular la suma de las concentraciones de actividad para determinar el nivel desecho radiactivo.

Donde:

S_F: Suma de las fracciones para las concentraciones de actividad.

C_i: Concentración en Bq/m³ (Ci/m³), Bq/g (Ci/g) del iésimo radionúclido contenido en el desecho.

C_{L,i}: Límite de concentración de actividad en Bq/m³ (Ci/m³), Bq/g (Ci/g) para el iésimo radionúclido.

8.2. Manejo de los desechos radiactivos.

Los desechos radiactivos deben segregarse conforme al proceso de gestión al que se someterán posteriormente.

8.2.1. Desechos radiactivos sólidos

Todos los desechos sólidos generados durante la preparación y aplicación del material radiactivo, que no cumplan con los criterios de dispensa establecidos en la NOM-035-NUCL-2000 deben considerarse como desechos radiactivos.

En las áreas de trabajo y aplicación del material radiactivo deben distribuirse recipientes exclusivos para la recolección de los desechos, debidamente marcados e identificados, de acuerdo con el sistema de segregación establecido. Es recomendable que dichos recipientes tengan un sistema para poder abrirse utilizando el pie.⁽¹²⁾

8.2.2. Desechos radiactivos líquidos

Los desechos radiactivos líquidos deben ser segregados en el punto de origen como líquidos no acuosos, acuosos y aceites. No deben mezclarse soluciones ácidas con alcalinas.

Los desechos radiactivos líquidos que contengan radionúclidos de vida media menor a un año deben segregarse y agruparse por vidas medias similares de tal forma que se optimice su gestión y colocarse en recipientes exclusivos, para facilitar su gestión por decaimiento.

Se deben mantener los registros para cada uno de los recipientes en uso, en los cuales deben anotarse todos los vertimientos. Los registros deben contener como mínimo el volumen, la composición, la actividad o concentración de actividad, el radionúclido, la fecha de vertimiento y el nombre de quien efectúa el registro.⁽²⁾

8.3. Almacenamiento temporal en la instalación generadora.

Todo recipiente y bolsas con desechos radiactivos que ingrese al almacén deben tener en un lugar visible una etiqueta que contenga la siguiente información:

- a) Fecha de retiro del área de generación.
- b) Lugar donde se recolectó.
- c) Radionúclido.
- d) Actividad, concentración de actividad o actividad específica.
- e) Nivel de radiación a contacto y a un metro.
- f) Composición química/forma física.
- g) Masa y/o volumen.
- h) El símbolo de radiación ionizante.

Se debe mantener un registro de los desechos contaminados con material radiactivo liberados, descargados o enviados a una instalación de gestión. Este registro debe contener como mínimo la información señalada en el cuadro 21.⁽¹³⁾

8.4. Liberación de sólidos.

Cuando un desecho sólido es liberado del confinamiento debido a que ya no presenta ningún riesgo, ya que ha decaído completamente, debe ser liberado junto con su recipiente, mismos que no deben mostrar el símbolo internacional de radiación ionizante o leyendas alusivas al material radiactivo, porque ya no presentan peligro.

8.5. Instalaciones de Almacenamiento de desechos radiactivos.

Con la finalidad de salvaguardar la seguridad de la población, del ambiente, de las generaciones futuras y del personal que laborará en una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie, es necesario garantizar el correcto funcionamiento de la misma. Un primer elemento que debe considerarse para conseguir dicho objetivo, es la selección del sitio más idóneo que por sus características brinde las mejores cualidades para evitar o retardar la dispersión del material radiactivo hacia rutas de exposición al hombre, durante el tiempo requerido para que dicho material decaiga a niveles de actividad que no representen un riesgo inaceptable para la población y el ambiente.

Los desechos procedentes de la industria, la medicina y la investigación son almacenados de manera temporal en el CADER, del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

Además contamos en México con el PATRADER que es la Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos.⁽¹⁴⁾

8.5.1. Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ).

Los desechos radioactivos, recibidos son procesados de la siguiente forma:

Se compactan y empacan en tanques de acero inoxidable, en la Planta de Tratamiento de Desechos Radioactivos del ININ (Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares), ubicado en Salazar, Estado de México.

En cada tanque se anota el tipo de desecho, la cantidad y el lugar de donde provienen.

Los tanques se transportan al CADER, con la protección física adecuada, en vehículos debidamente autorizados por la CNSNS.⁽¹⁵⁾



Ilustración 17. Almacén de productos irradiados y Reactor TRIGA Mark III, ambas instalaciones son propiedades del ININ.

8.5.2. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER).

En estas instalaciones se almacenan temporalmente los desechos radioactivos de nivel bajo generados en todo el país, con excepción de los generados en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CLV).

Está operado por el ININ. La CNSNS vigila la correcta operación del CADER.

Cuenta con equipos y sistemas adecuados para manejar, vigilar y controlar los desechos.

La instalación cuenta con 3 almacenes y 5 trincheras de 190 metros de longitud y profundidades que van de 1.5 a 2.5 metros.⁽¹⁵⁾

8.5.3. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos (PATRADER).

Las tecnologías aplicadas en la gestión de desechos radioactivos por la PATRADER, tienen por objetivo disminuir su volumen para poder ser aislados y confinados en un lugar adecuado, para evitar su dispersión incontrolada hacia la biosfera. No obstante, la disposición final de algunos de estos desechos, todavía no ha sido definida, debido a varios factores: falta de equipamiento y personal capacitado para realizar esta difícil tarea. Para salvaguardar a la población, al ambiente y a las generaciones futuras de sus efectos, sin comprometer el uso de las tecnologías que aplican radioactividad para beneficio de la sociedad.

Las tecnologías aplicadas en la PATRADER a la gestión de desechos radioactivos pueden clasificarse en cuatro categorías: 1) compactación, 2) decaimiento, 3) inmovilización y 4) precipitación.⁽¹⁶⁾

- **Compactación.** Se puede utilizar en materiales que pueden ser compactados, como el papel, el cartón, plástico, etc. Esta institución cuenta con una compactadora de 100 toneladas que es utilizada para reducir el volumen de estos desechos hasta un 50%. Los desechos compactados son finalmente confinados en bidones y transferidos al CADER.
- **Decaimiento.** Esta técnica se aplica únicamente a materiales contaminados con radioisótopos cuyas vidas medias son menores de 1 año. Una vez que los materiales han disminuido su actividad por debajo de la norma NOM-0066-NUCL-1996, son considerados como desechos comunes y pueden ser tirados a la basura.
- **Inmovilización.** Esta técnica se utiliza para inmovilizar fuentes selladas de Cobalto-60, Cesio-137, Americio-241 o Estroncio-91. Estas fuentes son inmovilizadas por medio de cementación en bidones, los cuales son finalmente enviados al CADER.

- **Precipitación.** En este caso se trata de desechos líquidos, a los cuales se les adicionara un agente floculante para inducir a la precipitación de los radioisótopos contenidos en ellos.



Ilustración 18. Desechos sólidos y líquidos que son recibidos comúnmente en la PATRADER.



Ilustración 19. Desechos radiactivos sólidos y líquidos tratados en el PATRADER.

CAPITULO 4. METODOLOGÍA.

1. Sistema de Inspección VACIS Móvil.

La sigla VACIS significa Vehicle And Cargo Inspection System (Sistema de Inspección de Vehículos y Carga). Fue adquirido a la compañía internacional SAIC (Science Applications International Corporation), esta compañía se encarga de darle mantenimiento y soluciones a los problemas que surjan con respecto a la unidad, es decir, cada camión cuenta con una póliza que indica que el personal de SAIC debe atender los problemas sean dentro del camión, la fuente, torre de detectores, el sistema y atender cualquier posible accidente radiológico que se presente.

El sistema es un camión que actúa como un generador móvil de imágenes de vehículos y carga, usa una fuente radiactiva de Cobalto 60, para tomar imágenes con rayos gamma del flete que contienen: tarimas, camiones, contenedores de carga y vehículos de pasajeros. Esto es, nos permite realizar una inspección no intrusiva, ya que, las imágenes generadas se visualizan en una computadora que se encuentra dentro de la cabina del camión, para que estas puedan ser interpretadas de manera adecuada. El propósito que se persigue es que de acuerdo a los conocimientos del Técnico, éste pueda determinar de acuerdo a su criterio, si la carga es consistente visualmente y si cumple con la reglamentación adecuada.

Las imágenes generadas por el sistema después de la exploración nos permiten ayudar a identificar inconsistencias, como lo que son espacios vacíos, paredes y techos falsos.

La limitación de este sistema es que no está diseñada para identificar materiales individuales por tipo o conformación molecular.



Ilustración 1. Sistema VACIS Móvil. Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas de la Policía Federal.

2. Características específicas del VACIS Móvil.

2.1. Dimensiones.

La Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas que utiliza el sistema VACIS Móvil tiene dos tipos de dimensiones, las primeras que corresponden a la posición de guardado y las segundas corresponden cuando el sistema se encuentra desplegado. Es importante saber estas características para no dañar la Torre de Detectores con alguna estructura (puentes, entradas de estacionamiento, letreros) cuando está en la posición de guardado misma que nos sirve para asegurar y desplazar el equipo; y cuando el equipo está desplegado nos sirve para establecer límites de los puntos de control en el punto de revisión, además de que el brazo y la torre de detectores puedan sufrir daños con algún poste o alguna especie de cableado que se encuentre en ese momento en el lugar que se escogió para establecer el puesto de revisión.

Tabla 1. Dimensiones del Sistema VACIS Móvil en su posición de Guardado y en su posición Desplegado.

<i>Dimensiones</i>	<i>Posición de Guardado</i>	<i>Posición Desplegado</i>
<i>Largo</i>	<i>8.8 metros</i>	<i>8.8 metros</i>
<i>Ancho</i>	<i>2.5 metros</i>	<i>9.5 metros</i>
<i>Alto</i>	<i>3.5 metros</i>	<i>5.5 metros</i>

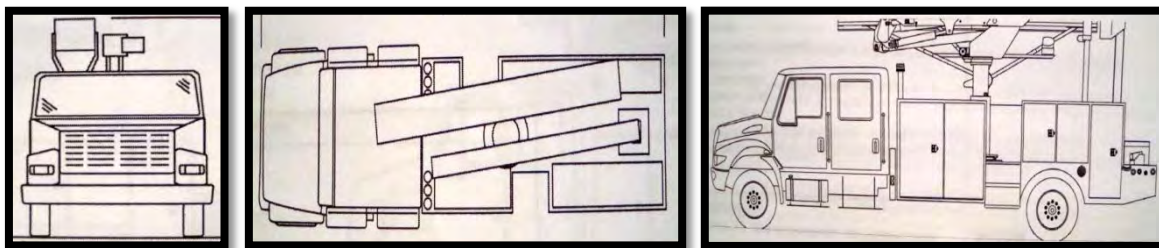


Ilustración 2. Esquema de la Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas en posición de guardado visto de frente, arriba y un costado.

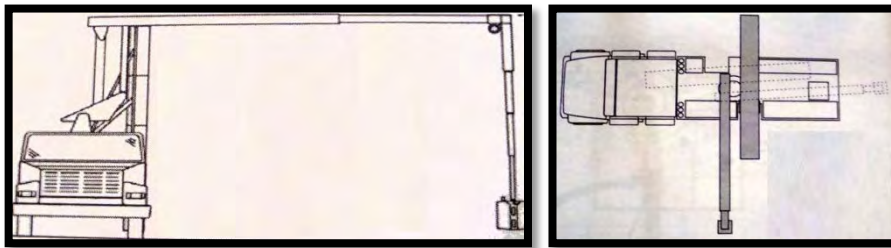


Ilustración 3. Esquema de la Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas, desplegado, visto de frente y arriba.

2.2. Características del sistema.

El sistema de inspección permite laborar en dos modos de operación, la exploración móvil y la exploración estacionaria. Con respecto a la primera, el sistema es conducido para que pase el objetivo que está ubicado entre el receptáculo de la fuente y la torre de detectores. El modo de exploración estacionario consiste en que el sistema se quede estacionado y el objetivo a explorar es el que se desplaza entre el receptáculo y la torre de detectores a una velocidad de 5 a 10Km/h; siendo este el modo de operación más utilizado por nosotros.

Ahora bien, se puede alimentar por dos fuentes de energía, ya que es una unidad completamente autónoma que puede funcionar con un generador de energía eléctrica llamado AuraGen o bien utilizar la energía comercial aunque esta última depende de la fuente de energía comercial disponible.

La fuente de Cobalto 60 puede llegar a penetrar una profundidad de 15.88cm de espesor de acero y las imágenes obtenidas resultan claras, precisas y parejas.

Los objetivos explorados pueden medir hasta 4 metros de altura y 2.4 metros de ancho, no hay limitante en la longitud.

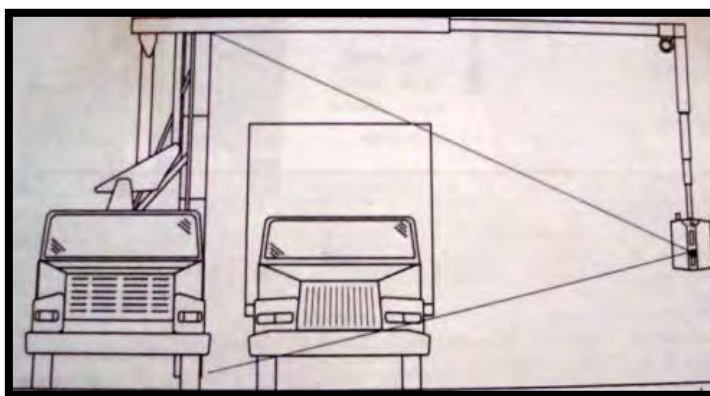


Ilustración 4. Esquema de la realización de una exploración.

2.3. Cabina.

Dentro de la cabina podemos encontrar además del asiento del conductor y el asiento del pasajero, tenemos las Paradas de Emergencia que nos permiten cerrar de inmediato el obturador de la fuente en caso de que se presente la necesidad de hacerlo.

Se encuentra el interruptor de Encendido del Sistema, que es la fuente principal de energía, ya que habilita las tomas internas y a las externas permitiéndonos de esta manera operarlo y realizar las exploraciones. También se encuentra el Panel de Control de Aura Gen que es el generador de energía eléctrica que está incorporado al motor y genera la cantidad de energía necesaria para operar el sistema VACIS.

También encontramos la consola del operador y se encuentra ubicada al lado contrario del asiento del conductor. Tiene una bandeja que se ajusta al operador debido a que tiene un brazo ajustable. Todos los controles que el operador de la computadora necesita, como es, el panel de control del obturador, los controles de la cámara que se encuentra en el exterior, el micrófono que nos permite grabar notas de voz a las exploraciones realizadas, además del monitor de la computadora y por último pero no menos importante el mouse.

Es importante mencionar que también se cuenta con un panel de Interruptores Auxiliares y está ubicado en el tablero y tiene dos interruptores e indicadores relacionados con la hidráulica y las luces alimentadas con energía comercial.

Dentro de los Interruptores Auxiliares encontramos un interruptor de Arranque PTO, el PTO es el sistema de arranque que acciona la parte hidráulica y para activar esta parte hay que encender el camión.

Se tienen el interruptor de las luces de estrobos de color ámbar y azul, la primera se enciende para dar señal de precaución y manejo de equipo radiactivo. El estrobo de color azul indica que se están llevando a cabo operaciones reglamentarias.

Además el camión cuenta con su sistema de iluminación.

Finalmente contamos con Panel de Control de Velocidad Automático y este se utiliza solamente cuando se realizan exploraciones móviles, ya que, nos sirve para controlar la velocidad y mantenerla constante y de esta manera tener una imagen uniforme y nítida.

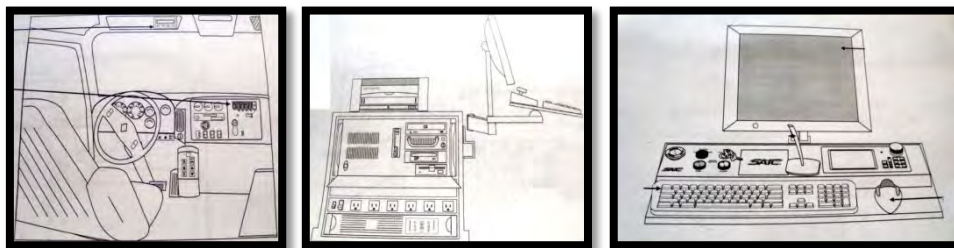


Ilustración 5. Esquema del interior de la cabina de la Unidad.

2.4. Plataforma del camión.

Dentro de la plataforma del camión se encuentran los componentes más importantes de la Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas, ya que se encuentra el receptáculo de la fuente y la torre de detectores.

Dentro de la parte hidráulica y mecánica tenemos un pedestal, que es la parte que soporta sobre sí los componentes de elevación. De esta forma también el sistema cuenta con una base giratoria que permite que giren los elementos de elevación y la Torre de Detectores. El brazo articulado es un dispositivo hidráulico ubicado en la parte superior del pedestal y se utiliza para subir o bajar el Brazo Telescópico Horizontal. Este se considera como una viga que esta adjunta al extremo del brazo articulado, este tiene la función de extender o retraer el Brazo Telescópico Vertical y el Receptáculo de la Fuente. El brazo telescópico vertical es una viga vertical expandible, adjunta al brazo telescópico horizontal y este es útil para ajustar la altura de la fuente de acuerdo a nuestras necesidades.

El receptáculo de la Fuente contiene la Fuente de Rayos gamma y el mecanismo del obturador del sistema VACIS Móvil, este pesa aproximadamente 204 kilos. Enfrente del receptáculo encontramos la Torre de Detectores que cuenta con 4 módulos de detectores de forma de gabinete; a un lado de este se encuentra una pistola de Radar y se utiliza para medir la velocidad del objetivo durante una exploración estacionaria. El software además de utilizar la radiación gamma, usa también la velocidad del objetivo para producir una imagen de la exploración en el monitor.

En la parte trasera del camión se encuentra la Caja de Almacenamiento de la Fuente y sirve para almacenar el receptáculo de la Fuente mientras no se utiliza, esta caja cuenta con 2 tapas tipo cáscara abatible con asas que se cierran con llave.

También en la plataforma encontramos el sistema de luces, paradas de emergencia, además de una cámara que se usa para capturar imágenes de video guardadas con cada imagen explorada. También cuenta con indicadores de nivel que nos sirven para nivelar el camión y que este pueda trabajar de manera optimizada.

Cuenta con cajas de almacenamiento para guardar equipo, pero en una de ellas se encuentra la línea de alimentación y se emplea para conectar el sistema de inspección a una fuente de energía (comercial o la generada por el Aura Gen). Dentro de esta gaveta se encuentra un panel de interruptores automáticos y un panel de distribución de energía. Y finalmente como cualquier equipo eléctrico, cuenta con un toma corriente comercial.

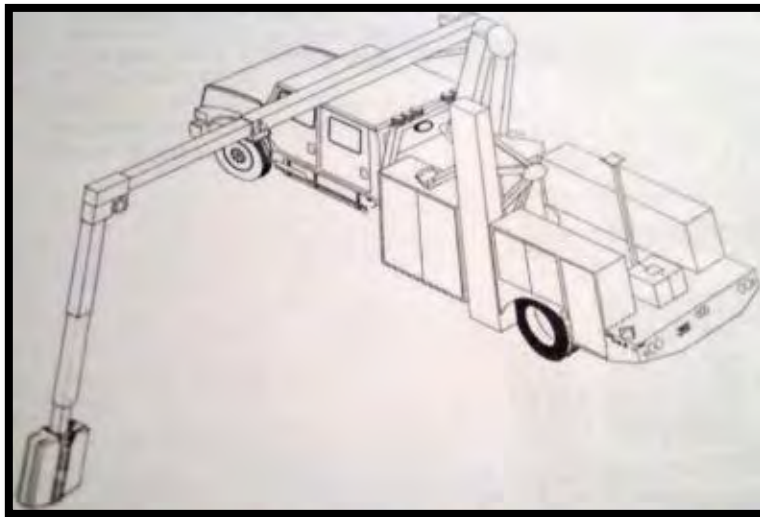


Ilustración 6. Esquema de la plataforma del camión, podemos apreciar claramente la torre de Detectores y el receptáculo de la Fuente.

2.5. Receptáculo de la Fuente.

Los componentes que de manera externa con los cuales cuenta el receptáculo de la fuente, son: un indicador mecánico que nos indica si el obturador de la fuente está abierto o cerrado, la correspondiente parada de emergencia, un botón del láser que es el que permite posicionar de forma manual el receptáculo de la fuente con el fin de que la mayor cantidad de radiación golpee contra la Torre de Detectores y junto con este los botones de inclinación y rotación.

Tenemos un pasador de la Fuente, que es una varilla metálica que es un seguro de la fuente cuando está en la posición cerrado, este pasador debe encontrarse en esa posición cuando el sistema esté guardado o no esté en funcionamiento.

Se tienen también luces de color ámbar y rojo en los costados, como advertencia de que el receptáculo de la fuente puede ser abierto en cualquier momento cuando se enciende en ámbar, y cuando se enciende en rojo indica que el obturador de la fuente está abierto.

En la parte interna tenemos una barra metálica del Actuador del Obturador y es la que permite cerrar el Obturador de la Fuente en forma manual en caso de una situación de emergencia. Además del portador que es el que contiene la fuente y el obturador de la fuente. Está realizado en hierro fundido con blindaje de acero y tungsteno para reducir la dispersión de la radiación. Se montó un colimador de haz en el frente del portador de la fuente para reducir el ancho del haz a 5° y el ángulo del haz a 60° en forma vertical en frente de la apertura del obturador de la fuente, este consiste en placas de plomo.

Se maneja una fuente de Cobalto 60 de 0,75 Curíes de actividad $\pm 25\%$, lo cual puede provocar una variación de las lecturas. Sabemos que aun cuando el obturador está cerrado la fuente sigue emitiendo radiación, sin embargo, debido al blindaje dentro del portador interno estas emisiones se encuentran controladas.

Cuando el obturador de la fuente está abierto, las emisiones de rayos gamma son mayores. El colimador del haz hace que el haz se estreche a 2.5° de ancho. Dentro del haz, a medida de que uno se aleja del receptáculo de la fuente, la medición de las emisiones de los rayos gamma disminuye.

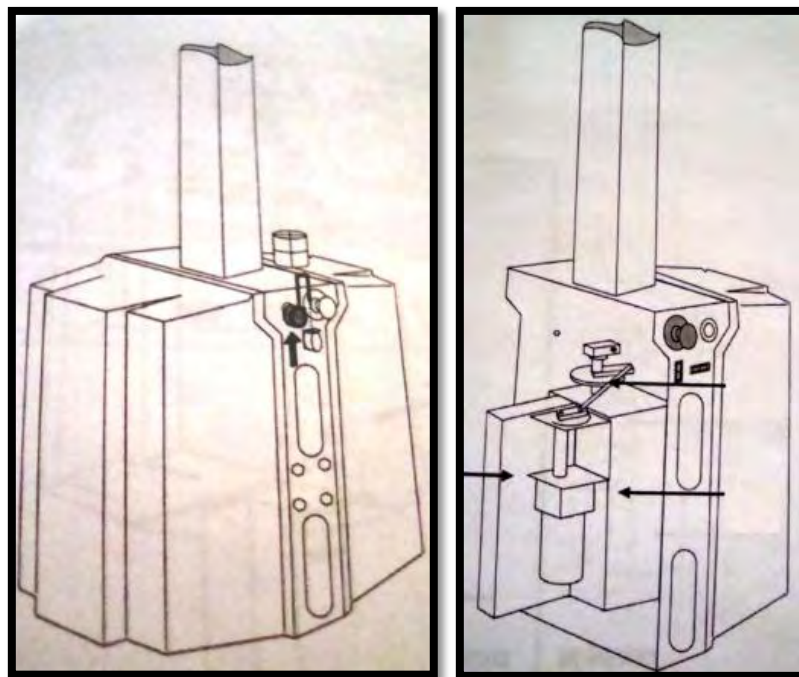


Ilustración 7. Esquema del Receptáculo de la Fuente y su interior.

3. Dispositivos de Seguridad del Sistema VACIS Móvil.

El sistema de inspección cuenta con un dispositivo de seguridad de la Fuente, que abarca desde el cierre del obturador, paradas de emergencias, el sistema de advertencia de obturador abierto, pasador de la fuente y el blindaje de acero con el cual cuenta.

Cada vez que el obturador de la fuente se abre, el sistema de inspección suministra indicios visuales y auditivos que son visibles dentro de la cabina, a ambos lados de la plataforma del camión y dentro del área controlada. Estos indicadores incluyen luces rojas parpadeantes en el receptáculo de la fuente y arriba de la cabina, una luz de advertencia en la cabina, una alarma sonora, un mensaje de computadora y un indicador mecánico en el receptáculo de la fuente.

Los botones de parada de emergencia son útiles para cerrar de emergencia el obturador de la fuente están ubicados dentro de la cabina, a ambos lados del chasis de la plataforma posterior, a ambos lados de receptáculo de la fuente y en la unidad de control remoto hidráulico.

El obturador de la fuente se cierra automáticamente cuando se corta la energía. También se cierra después de dos minutos sin intervención del operador.

El sistema cuenta con un blindaje en trayecto del haz de radiación gamma para proteger a las personas de la exposición innecesaria.

Además se cuenta con radios-teléfono portátiles con auriculares para comunicarse durante la configuración del sistema, el despliegue del sistema, la exploración de vehículos y el repliegue del sistema.

Los operadores tienen como responsabilidad marcar el área de exploración y el área controlada con conos de tráfico, una soga y señales de aviso de radiación.

La Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías ilícitas utiliza combustible diesel, de esa manera se minimiza el riesgo de los peligros de gasolina (inflamable). Este cuenta con dos tanques de combustible de 189 litros.

Todas las funciones eléctricas dentro del sistema de inspección cuentan con interruptores automáticos que las protegen de las sobrecargas.

Finalmente se cuenta con un sistema de aviso auditivo y visual emite una señal acústica de advertencia y se encienden las luces de marcha atrás para informar a todo el personal que se encuentra en el área que el camión está retrocediendo.



Ilustración 8. Parte de los dispositivos de Seguridad con los que cuenta el Sistema VACIS.

4. Funcionamiento y Operación del Sistema VACIS Móvil.

4.1. Funcionamiento.

El operador del sistema de inspección VACIS Móvil controla el momento en que el haz de rayos gamma se libere desde su portador. Cuando libera un haz de rayos gamma, éste se dirige hacia la torre de detectores de radiación. Para realizar una exploración, primero es necesario posicionar el vehículo objetivo entre el portador de rayos gamma y la torre de detectores. Posteriormente se libera el haz de rayos gamma desde el portador hacia el ambiente.

Los rayos gamma penetran el objetivo que fue colocado entre el portador de rayos gamma y la torre. Una vez que han penetrado el objetivo, los rayos gamma golpean los detectores de la torre. Los detectores entonces miden la cantidad de rayos gamma que los golpeó. Esta medición se convierte en una señal electrónica que se envía a la computadora.

La velocidad se usa para determinar de qué manera el software dibuja la imagen explorada. Por lo tanto, la velocidad afectará a la calidad de la imagen.

El software que se utiliza en la Unidad Especializada en la Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas recibe las señales electrónicas como datos digitales desde los detectores para producir una imagen que se puede ver en la computadora. Si un detector recibe pocos rayos gamma, significa que algo denso está bloqueando los rayos y de manera viceversa, es decir, que si un detector recibe una gran cantidad de radiación quiere decir que no había nada que bloqueara el paso de estos.

En la ilustración 9 se puede observar las imágenes obtenidas por el Sistema de Inspección Vacis Móvil y el software Mobile VACIS. La pantalla se divide en dos imágenes de captura que es la uno que corresponde a la imagen de arriba y a la 2 que corresponde a la imagen de abajo. En la imagen 2 de la pantalla se puede observar una pipa que se reporta como vacía, pero en su interior se observa que hay 2 depósitos que no debería existir, en esos depósitos al momento de abrir se encontró combustible que había sido robado.

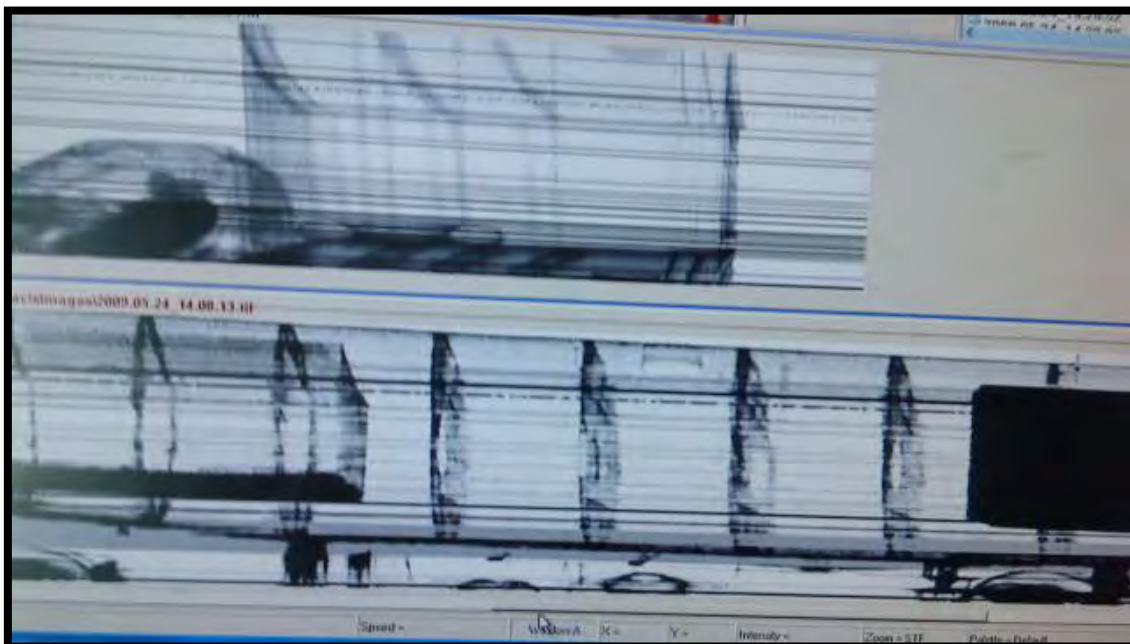


Ilustración 9. Imagen obtenida por el escáner de rayos Gamma de la Unidad VACIS Móvil.

4.2. Operación.

4.2.1. Personal Operativo.

Se necesitan al menos tres personas que fungen como operadores para realizar exploraciones estacionarias y dos para realizar exploraciones fijas. Las funciones de estos operadores son las siguientes:

- Conductor
- Operador de la computadora
- Controlador de la seguridad / Tráfico.

Las funciones del conductor es ubicar y conducir el sistema de inspección durante las exploraciones.

El operador de la computadora es el responsable de usar el software Mobile VACIS®, para capturar una imagen explorada y visualizar la imagen en caso de anomalías que puedan necesitar ser inspeccionadas y de guardar la imagen. Esta persona maneja la cámara para capturar la mejor imagen posible de video del objetivo. También es responsable de abrir y cerrar el obturador de la fuente durante las operaciones de exploración.

El controlador de seguridad / tráfico debe asegurar que los objetivos sean conducidos hacia el área de exploración de forma ordenada, hacer cumplir las normas de seguridad que regulan el tráfico vehicular y peatonal, y vigilar a los conductores por posibles conductas sospechosas.

4.2.2. Área Operativa

El área operativa es el área física requerida para operar la Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas de manera segura cuando se exploran objetivos. Esta abarca el sistema de inspección cuando se encuentra completamente desplegado, el área controlada y el movimiento de los objetivos desde la entrada, la zona controlada y la zona de salida. Esta área generalmente se delimita con conos de tráfico. Se delimita para evitar que personal sin autorización ingrese al área mientras se realicen operaciones de exploración. Además de que protege al personal autorizado y no autorizado y al sistema de inspección.

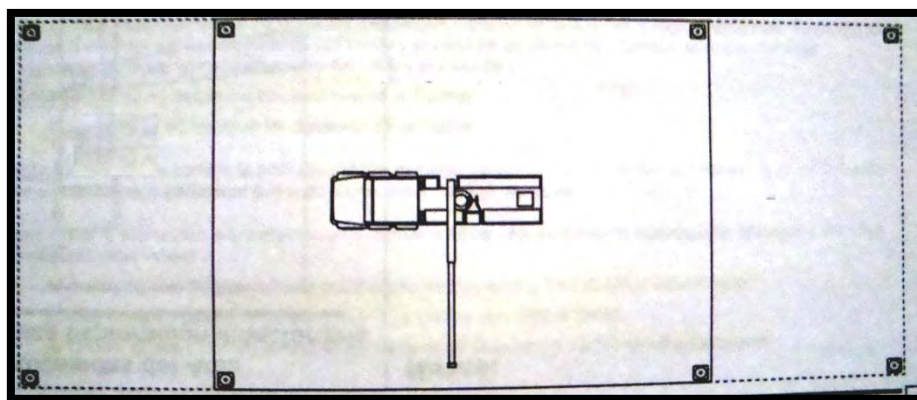


Ilustración 10. Esquema del montaje de una Área Operativa para el VACIS Móvil en un Punto de Revisión.

4.2.3. Instalación del Punto de Revisión.

Para establecer un punto se deben considerar los factores ambientales, entre ellos los factores estáticos y dinámicos.

Entre los factores estáticos que inciden en la elección de un área operativa hay factores que no cambian durante el despliegue. La superficie de la carretera, el espacio libre en la parte superior, obstáculos, iluminación y fuentes de energía son ejemplos que se pueden mencionar dentro de estos.

La superficie por donde se desplaza el sistema de inspección o el objetivo pasando el receptáculo de la fuente debe ser lisa, libre de sedimentos u obstáculos que podrían distorsionar las imágenes mientras se realiza la exploración.

El sistema de inspección requiere un espacio libre en la parte superior de 6.10 metros. Por lo tanto la ubicación de exploración debe estar libre en la parte superior de obstáculos tales como ramas de árboles, líneas eléctricas y postes de luz.

Mientras las estructuras u obstáculos permanentes o transitorios dentro del área operativa puedan obstruir las operaciones de exploración, los obstáculos externos al límite de operación pueden ayudar a evitar que personal no autorizado ingrese al área operativa o afecten de manera desfavorable las funciones de exploración.

Debido a que se realizan exploraciones por la noche, es importante elegir un área con iluminación exterior adicional.

Ya que este sistema ha sido diseñado para utilizarse con energía comercial o con el AuraGen. Las exploraciones móviles permiten el uso del AuraGen, pero las exploraciones estacionarias pueden realizarse sin ningún inconveniente con el uso de energía comercial, por consiguiente la distancia entre la fuente de energía comercial y la ubicación del sistema es un factor crucial para la ubicación de un punto de control.

Los factores dinámicos que se repiten en la elección de un punto de revisión son los que pueden cambiar durante el despliegue. Algunos ejemplos de factores dinámicos son el flujo de tráfico y la cantidad de personal disponible.

El flujo y el volumen de tráfico son las variables más críticas que tendrán efecto en la exploración en un sitio.

Cada sitio determinará cuándo y cómo se utilizará el sistema, además de la cantidad de personal que se empleará en el proceso de exploración, pero al menos deben encontrarse dos operadores para realizar una exploración estacionaria y tres para una exploración móvil.

El despliegue del receptáculo de la fuente del lado de la calle brinda una mejor visión del objetivo durante el proceso de exploración, lo que otorga un mayor control de la operación.

El objetivo de todo esto es siempre garantizar la seguridad del tráfico vehicular y peatonal, incluyendo el sistema de inspección mientras se realizan exploraciones con este.



Ilustración 11. Punto de Revisión.

4.2.4. Realización de la Exploración.

Para realizar una exploración después de haber establecido el punto donde se establecerán las revisiones, hay que desplegar el sistema de inspección VACIS Móvil, para esto, lo primero que hay que realizar es la toma de mediciones de radiación en la caja de almacenamiento de la fuente, con esta lectura podemos verificar que no hay fugas de radiación en el receptáculo de la fuente y que es seguro abrir la caja de almacenamiento de la fuente.

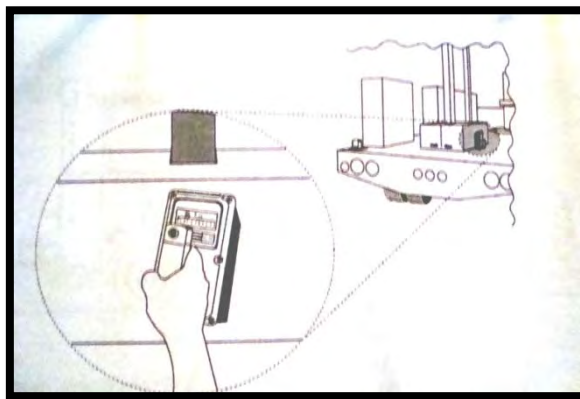


Ilustración 12. Diagrama de la toma de lecturas de Radiación.

Posterior a esto, es necesario abrir todas las cajas de almacenamiento del camión, ya que nos facilitara la obtención del equipo cuando sea necesario además de sacar el receptáculo de la fuente de su caja de almacenamiento. Se deben quitar las cubiertas de los componentes de la plataforma del camión, es decir, el pasador de la cubierta de la luz de halógeno, las cubiertas que protegen tanto la cámara como las luces estroboscópicas además de los amarres de la torre de detectores, estos amarres son los que mantienen fija la torre detectores durante el desplazamiento.

Por medio del control remoto con el que se cuenta o bien el control con cable, se procederá desplegar el receptáculo de la fuente y la torre de detectores. Primero que nada se enciende el motor del camión y se enciende el sistema hidráulico. Se extienden los soportes de eje que son los que le dan soporte al camión para nivelar el peso del receptáculo de la fuente, además de que son los que nos ayudan a nivelar el sistema de inspección en dado caso que se encuentre en alguna zona de desnivel.

Se levanta el receptáculo de la fuente, posteriormente se levanta el brazo articulado y este se gira hasta la posición que está marcada para bajar la torre de detectores. En seguida se verifica que el brazo telescópico horizontal vertical se encuentre sin ninguna inclinación y se extiende el brazo telescópico horizontal hasta el límite, lo podemos identificar porque hay un tope que evita que este siga saliendo. Finalmente se baja el receptáculo de la fuente a la altura deseada y se quita el pasador de seguridad del receptáculo. Se guardan los controles y se apaga el sistema hidráulico.



Ilustración 13. Sistema VACIS Móvil completamente instalado.

Para encender el sistema es necesario conectar el sistema con la unidad de AuraGen o bien a la fuente comercial más cercana. Dentro de la cabina encendemos el interruptor de Encendido del Sistema y en la consola del operador colocamos la llave del sistema en la posición de Encendido.

Se procede a encender la computadora y se abre el software VACIS Móvil. Este software es de gran utilidad ya que con éste configuramos la cámara para tomar una fotografía que nos permita caracterizar el objetivo explorado. Además podemos configurar el receptáculo de la fuente para obtener imágenes de una buena resolución y optimizar la exploración. Cabe mencionar que lo primero que hay que realizar antes de realizar la primera exploración es normalizar, esto nos permitirá ver la cantidad de rayos gamma que le llega a la torre de detectores.

En el momento en que ya se ha terminado de seguir todos los pasos anteriores, es necesario saber que tipo de exploración se va a realizar. Cuando se realiza una exploración móvil es necesario mantener una velocidad controlada, así que el conductor por medio del panel de velocidad establece la velocidad que mantendrá que va de 1.12Km/h a 2.41Km/h. Se ubica el objetivo a explorar y se configura la dirección de exploración en el software, se ajusta la cámara y finalmente el conductor pone en marcha el camión, el personal de control de tráfico indica en qué momento se debe abrir el obturador de la fuente. Al momento que se abre este aparece un cuadro de diálogo en el cual da aviso de que se ha abierto el obturador y en el receptáculo de la fuente, la luz roja comienza a centellar y la alarma auditiva comienza a escucharse. El sistema VACIS Móvil debe de desplazarse a lo largo del objetivo, finalmente cuando se tiene la imagen se procede a cerrar el obturador de la fuente. Y se guarda la imagen.

Cuando se realiza una exploración estacionaria solo necesita de dos operadores, el operador de la computadora que controla el obturador de la fuente y realiza la exploración además del análisis de la imagen y el controlador de tráfico y seguridad. La única diferencia entre la estacionaria y la móvil es la utilización del camión en marcha, pues la manera de realizar la exploración sigue siendo la misma. En nuestro caso la manera que se opta por operar el camión es la exploración estacionaria, para disminuir los gastos de diesel y emisiones contaminantes.



Ilustración 14. Realización de una Exploración estacionaria.

5. Protección Radiológica.

5.1. Principio ALARA.

La sigla ALARA significa “As Low As Reasonable Achievable” (tan bajas como sea razonablemente posible). El principio ALARA se creó como guía en el uso de sustancias radiactivas. La esencia de este principio es que siempre se deben tomar precauciones para minimizar la exposición a la radiación.

Aunque la fuente del sistema emite muy bajos niveles de radiación gamma, aún así es importante reducir la exposición a la radiación usando tiempo, distancia y protección. Cuando se habla de tiempo se busca que tanto el personal como el público pase el menos tiempo posible en el área controlada. Con respecto a la distancia, esta se debe tomar entre los operadores y el receptáculo de la Fuente. Una vez que el Receptáculo está desplegado y alineado, realmente hay muy pocos casos donde el permanezca más cerca del receptáculo que de la cabina del sistema.

Cada operador exige el uso del dosímetro, ya que este mide la cantidad de dosis recibida por individuo en el transcurso de un mes, posterior a este tiempo se le entrega los dosímetros al encargado de seguridad radiológica para que se lleve el control del operador.

5.2 Fuente y Torre de Detectores.

La fuente de radiación que utiliza el sistema de inspección es Cobalto 60, se utiliza los rayos gammas que son emitidos para crear un trazado de densidad (exploración de un objeto). Para cumplir con los requisitos de seguridad, la fuente está alojada en un portador realizado de tungsteno y acero. Esta fuente está equipada con un obturador que gira para controlar cuando se libera radiación del portador de la fuente.

Durante las operaciones de exploración, el haz de rayos gamma está limitado a un ancho no mayor a los 5 grados y el ángulo del haz está colimado a 60 grados en forma vertical en frente a la apertura del obturador de la fuente. Siempre se debe intentar minimizar la exposición a la radiación, tal como lo recomienda ALARA.

La fuente de Cobalto 60 emite 0.75 curies de actividad $\pm 25\%$, lo cual puede provocar una variación de las lecturas. Los niveles de radiación para la fuente cuando el obturador está cerrado son las siguientes:

- En contacto con la parte superior del receptáculo de la fuente varía entre 0.50 a 1.0 mR/h (5-10 μ Sv/h).
- En contacto con la parte posterior del receptáculo de la fuente varía entre 2.0 a 4.0 mR/h (20-40 μ Sv/h).

- Las lecturas de radiación disminuyen hasta un tope de 2.0 mR/h (20 μ Sv/h) a 1.52m de la parte posterior del receptáculo de la fuente.

Cuando el obturador de la fuente está abierto el colimador de haz, estrecha este a 2.5° de ancho; las emisiones que se registran son:

- En los límites del área controlada, la lectura debe ser menor a 2.0 mR/h (20 μ Sv/h).

5.3. Área Controlada.

Es un área física que se delimita para facilitar la circulación del tráfico y reducir el riesgo de que los vehículos que pasan por el lugar provoquen lesiones personales o daño a la propiedad. Para delimitar esta área se utilizan conos de tráfico, “tambos”, etc. Hay que considerar que en esta área solo pueden ingresar los operadores, de esta manera se protege a las demás personas de los vehículos que circulan por el lugar y se garantiza una exposición a la radiación inferior a los niveles de radiación establecidos.

El área de exclusión es el área que se encuentra directamente entre la fuente y la torre de detectores y que contiene el haz de radiación principal cuando el obturador de la fuente está abierto. Para minimizar la dosis de los operadores y del público en general, el acceso a esta área está controlado y limitado durante las operaciones de exploración.

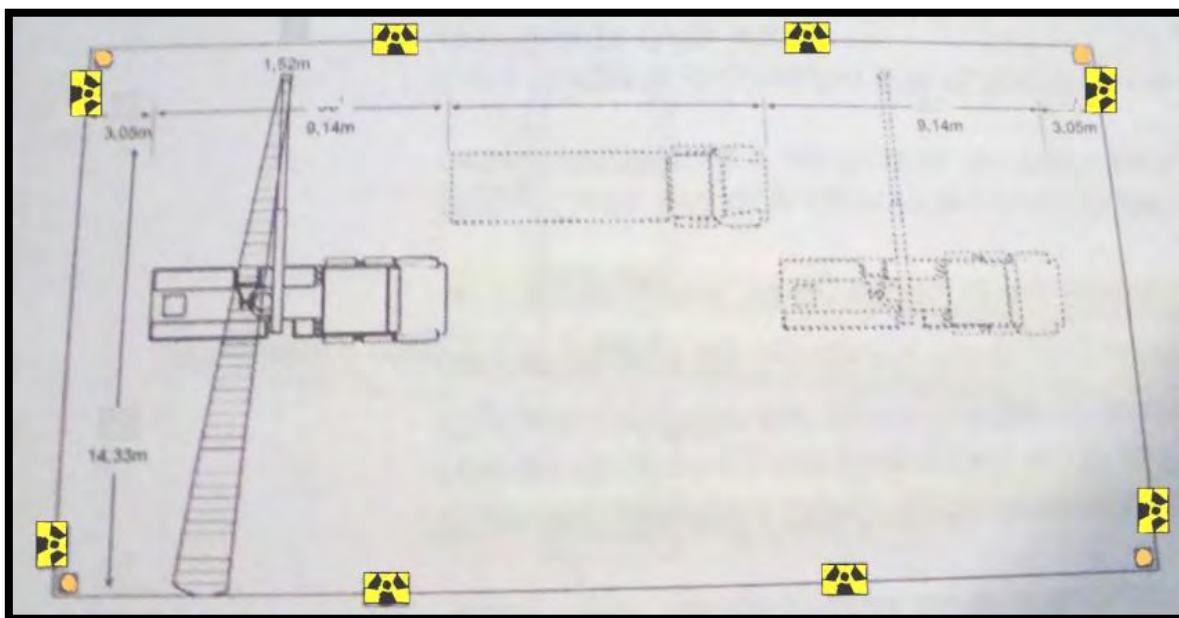


Ilustración 15. Diagrama de una Área Controlada tanto para una exploración estacionaria como una exploración móvil.

Cabe recordar que bajo ninguna circunstancia se debe configurar ningún área controlada sin tomar lecturas del medidor de dosis y verificar que los límites sean inferiores a 2.0 mR/h (20 μ Sv/h).

Tabla 2. Medidas para realizar una exploración móvil o estacionaria.

	Exploración Estacionaria	Exploración Móvil
Ancho	1.52 metros detrás del receptáculo de la fuente.	1.52 metros detrás del receptáculo de la fuente.
	14.33 metros frente al receptáculo de la fuente.	14.33 metros frente al receptáculo de la fuente.
Largo		3.05 metros detrás del sistema de inspección.
	3.05 metros detrás del sistema de inspección.	9.14 metros para el largo del sistema de inspección.
	9.14 metros para el largo del sistema de inspección.	
	3.05 metros en frente del sistema de inspección	3.05 metros en frente del sistema de inspección
	3.05 metros en frente del sistema de inspección	Además de la longitud de todos los objetivos a ser explorados.

5.4. Medición de la Radiación.

Este se realiza usando un detector Geiger-Muller y consiste en tomar mediciones a distancias específicas desde el receptáculo de la fuente y alrededor del perímetro de los límites del área controlada. Estas lecturas se realizan por dos razones principalmente, la primera es para verificar que el obturador de la fuente este funcionando de acuerdo a lo esperado; y la segunda es para verificar que los límites del área controlada no superen los 2.0 mR/h (20 μ Sv/h).

Tabla 3. Mediciones de radiación que se deben realizar en los momentos y lugares.

¿Cuándo?	¿Dónde?	Obturador de la fuente ¿Abierto o cerrado?	Lectura máxima aceptable
Antes de desplegar y después de guardar	En el lado derecho de la caja de almacenamiento de la fuente	Cerrado	2.0 mR/h (20 μ Sv/h)
Para verificar los límites del área controlada	Alrededor del perímetro del área controlada	Abierto	2.0 mR/h (20 μ Sv/h)
Antes del traslado	A 1 metro desde el receptáculo de la fuente en el lado que arroja la lectura de valor más alto	Cerrado	0.6 mR/h (6 μ Sv/h)

5.4.1. Levantamiento de Niveles.

Para realizar la medición de los niveles de radiación o bien el levantamiento de niveles es necesario antes que nada, verificar la funcionalidad del instrumento de medición y registrar los datos del equipo con el que se va a realizar dicho procedimiento.

Es necesario darle un tiempo al equipo para que este se estabilice y evitar de esta manera cambios demasiados bruscos en la lectura de la escala. Hay que considerar que para hacer el cambio de la escala, deberá estar en por lo menos dentro del 10% a escala completa del galvanómetro o detector de radiación.

Una vez que ya se haya establecido el detector de radiación se debe tomar la lectura de fondo. Es necesario tomar las lecturas al contacto con el receptáculo de la fuente en 4 puntos, arriba, abajo y a los lados. Posteriormente se toman a 1 y 3 metros alrededor del receptáculo, además de las lecturas de la cabina. Cabe mencionar que todas estas mediciones se realizan con el obturador abierto y cerrado.

5.5. Prueba de Fuga.

La prueba de fuga es una actividad que debe llevarse a cabo a la recepción de las fuentes radiactivas y posteriormente por lo menos una vez al año. Durante la prueba de fuga, debe tenerse la precaución de plastificar la zona donde se llevará a cabo dicha actividad, pues aunque casi siempre el fabricante de la fuente certifique la integridad del encapsulado de la fuente, cabe la posibilidad de que exista una pequeña fuga desde el interior del encapsulado o bien una contaminación externa debido al manejo impropio en el proceso de manufactura y sellado, lo que implica el riesgo de transferir ciertas cantidades de material radiactivo a las zonas y objetos aledaños.

Para realizar dicha prueba es necesario colocar en un pequeño frasco un poco de alcohol industrial, hisopos o bien algodón y pinzas y hay a que tener al alcance de nuestra mano una bolsa con una etiqueta donde se incluyan los datos de la fuente así como la fecha de realización de la prueba.

Es necesario usar guantes de látex para evitar cualquier tipo de contaminación, se mojan los hisopos o el algodón con alcohol, estos son frotados suavemente contra el receptáculo de la fuente, principalmente hay que recorrer las zonas donde se realicen soldaduras en la capsula y receptáculo.

Se coloca finalmente el hisopo o el algodón dentro de la bolsa que ya esta previamente etiquetada, se sella y se envía a laboratorio.

Los guantes son considerados desechos y se envían para que se les dé el tratamiento adecuado en caso de presentar alguna especie de contaminación.

6. Procedimientos de Emergencia.

6.1. Condiciones climáticas peligrosas.

Debido a que no siempre se tienen las condiciones apropiadas para realizar exploraciones y asegurar la integridad del equipo se ha concluido, que hay dos condiciones climatológicas en las cuales la Unidad Especializada no puede funcionar o es recomendable retirarla del punto de revisión.

La torre de detectores atrae rayos, por lo tanto, se debe actuar con extrema precaución cuando se desaten tormentas eléctricas, y dado que el sistema de inspección está completamente aislado, los operadores pueden entrar a la cabina y permanecer bien alejados del sistema de operación.

El sistema de inspección está diseñado para funcionar con vientos de hasta 64Km/h y por consiguiente si los vientos rebasan esta velocidad, no se debe operar el sistema de inspección.

Lo que se recomienda hacer cuando se presentan estas situaciones es guardar el sistema de inspección por completo siguiendo los procedimientos normales y luego conducirlo a un refugio o a una área protegida.

Cabe mencionar que bajo condiciones de lluvia, nieve y arena el equipo puede trabajar bien, la única dificultad que se presenta es la calidad de la imagen que se llega a obtener.



Ilustración 16. Sistema VACIS Móvil operando bajo condiciones de nieve.

6.2. Emergencias Radiactivas.

Todas las emergencias radiactivas que se lleguen presentar, es obligación del Encargado de Seguridad Radiológica tomar medidas de radiación, establecer límites para evitar exposiciones innecesarias y finalmente avisar a la empresa SAIC para que el personal de dicha empresa termine controlando la situación tanto radiactiva como mecánica. A continuación algunas situaciones comunes que se han presentado.

Al tomar las mediciones de la caja de almacenamiento donde se encuentra el receptáculo de la fuente almacenado, se tienen altas lecturas de radiación, es decir, son superiores a 2.0 mR/h (20 μ Sv/h). Lo que se hace en este caso, es mantener el receptáculo adentro de la caja de almacenamiento, posteriormente, como ya se mencionó se delimita el área de emergencia tomando puntos cuyo valor de lectura sea menor a 2.0 mR/h (20 μ Sv/h), esto es para evitar el ingreso de personal no autorizado a la zona de riesgo. Finalmente se avisa a las autoridades correspondientes, además del personal de SAIC para que controle la situación.

Cuando la Unidad Especializada llega a colisionar con un objeto móvil o fijo durante el traslado, cuando está guardado o en operaciones de exploración, lo primordial es tomar lectura de la radiación de la caja de almacenamiento o bien, directo al receptáculo de la fuente. Si la lectura es inferior a 2.0 mR/h (20 μ Sv/h), se puede conducir el vehículo sin inconvenientes y llevarlo a un taller o esperar que el personal de SAIC nos de indicaciones. Ahora bien, si la lectura resulta superior a la establecida es necesario alejarse al menos 1.52 metros del receptáculo de la fuente. Es necesario apagar el medidor de dosis y volver a encenderlo para confirmar la lectura; si esta continúa siendo superior, es necesario asegurar el área alrededor del Sistema de Inspección VACIS Móvil. Finalmente se reporta el incidente al personal correspondiente y al personal de SAIC.

Uno de los problemas más frecuentes que se tiene debido al desgaste del equipo mecánico es que el obturador de la fuente no se puede cerrar cuando las operaciones de exploración se detienen. Para cerrarlo es necesario asegurarse que en verdad no está cerrado, ya sea por la luces de advertencia que se encuentra en el receptáculo de la fuente, porque el indicador mecánico así lo marca o bien por la medición de la dosis. Lo que se procede hacer cuando ya está confirmada la emergencia es abrir el receptáculo de la fuente, extraer la cubierta frontal del receptáculo. Ya en el interior de la fuente, es necesario girar con la mano la barra metálica del Actuador del obturador en el sentido contrario a las manecillas del reloj al límite de la posición de cierre o retroceso. Se toma una lectura de radiación con el detector para verificar que el obturador ya se encuentre cerrado. Finalmente se coloca de nuevo la cubierta del receptáculo de la fuente y se da aviso al personal de SAIC para recibir las indicaciones para solucionar la situación.



Ilustración 17. Accidente radiológico en un Punto de Revisión.

7. Mantenimiento.

Antes de comenzar a realizar las operaciones de exploración diarias de rutina, los operadores del sistema deben revisar los siguientes elementos:

- Charcos ocasionados por fugas de fluidos (agua, aceite o combustible).
- Inspección del nivel de las llantas.
- Nivel de líquido de frenos.
- Nivel de aceite del motor.
- Nivel de aceite para transmisiones.
- Nivel de aceite de la dirección asistida.
- Nivel de refrigerante.
- Nivel del líquido limpia parabrisas.
- Correas del motor.
- Mangueras.
- Radiador.
- Tanque del fluido hidráulico.
- Indicador de temperatura.
- Nivel del líquido hidráulico.
- Dispositivos de seguridad.
- Paradas de emergencia.
- Verificar la presencia del extinguidor de incendios.
- Nivel de combustible.
- Presión del aceite.
- Freno.
- Luces estroboscópicas ámbar y azul.

Entre esas múltiples diarias que se deben realizar antes de iniciar las exploraciones, se incluye la limpieza del camión para evitar la acumulación de polvo, tierra, y otras sustancias que podrían interferir en el funcionamiento de éste.

Para el mantenimiento no rutinario es necesario tener una orden que debe estar autorizada por la empresa SAIC y se debe ingresar al taller de la empresa International.

CAPITULO 5. RESULTADOS Y DISCUSIÓN.

Durante el tiempo que se ha manejado el equipo en la Secretaría de Seguridad Pública en diferentes puntos de la República Mexicana, que han sido 2 años, se han cubierto de manera estratégica, puntos clave para el contrabando de mercancías ilícitas (discos compactos, zapatos, ropa, medicamentos, equipos electrónicos), como lo son armas, drogas, mercancía apócrifa entre otras.



Ilustración 1. Los puntos rojos indican los Estados de La República Mexicana en donde se ha situado el Sistema VACIS Móvil

Se han establecido Puntos de Revisión en ciudades conflictivas como Ciudad Juárez; de importancia mercantil como Matamoros y Reynosa; rutas de traslado de Sur a Norte como los Estados de Veracruz, Tabasco, Oaxaca y Chiapas, como lo muestra la ilustración 1.

En cada punto establecido se han seguido los lineamientos de Seguridad Radiológica establecidos por la empresa Science Applications International Corporation (SAIC) y la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS), para el manejo adecuado de la Unidad Especializada en Detección de Drogas, Armas y Mercancías Ilícitas y no se tenga ningún inconveniente para el Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE), para el público ni para el equipo.

Desde el año 2008 a la fecha la Secretaría de Seguridad Pública cuenta con un total de 7 camiones VACIS Móvil. A partir del 31 de julio del 2009 a la fecha estos camiones tienen su ubicación en 7 puntos territoriales y estratégicos mismas que son operadas por un total de 215 elementos, dentro de los cuales 15 son encargados de Seguridad Radiológica, hay un encargado por cada camión y un encargado de Seguridad Radiológica en general, que es el que está al pendiente y a cargo de todos los camiones. Cada camión necesita por lo menos 6 operadores, para que en cada turno haya 3 operadores.



Ilustración 2. Puesto de Control ya establecido.

La variabilidad de tráfico vehicular depende del punto en el que se encuentre, siendo en el norte el mayor afluente vehicular. La cantidad de vehículos escaneados de septiembre de 2008 a julio del 2009 es de 61,716, siendo aproximadamente 8817 por Unidad de Sistema de Inspección, realizándose al menos 30 escaneos diarios de manera aleatoria. Esto nos da una ventaja sobre el trabajo humano, ya que antes de que se adquirieran estos equipos de inspección, se podían revisar de manera aleatoria de 10 tracto camiones diarios de manera intrusiva, provocando que en muchas ocasiones la mercancía percedera no llegara en buenas condiciones o que la mercancía no llegará a tiempo a su destino; de igual forma por el cansancio del personal y la manera tan aleatoria en que se realizaban estas revisiones y el poco control que se tenía es Puestos de

revisión provocaban que hubiese poco decomisos y por consiguiente el Puesto de revisión se considerará poco eficiente.



Ilustración 3. Revisión manual de un tracto-camión que transportaba productos de plástico, la inspección duró 4 horas.

De septiembre del 2008 a julio del 2009 se han asegurado 510 indocumentados, 73 delincuentes, 20 vehículos robados, 2 armas de fuego, 69,074 dólares, 14 cajas de pastillas, 31 bultos de ropa, 2 toneladas de mercancía apócrifa, 2.3 toneladas de marihuana, 1.3 toneladas de cocaína y 500 kg de efedrina. Dando un total de 73 decomisos. Siendo en el Operativo Istmo, que inició el 27 de enero del 2009, el que ha tenido una mayor cantidad de estos.



Ilustración 4. Inspección realizada con Sistema VACIS Móvil, duración una inspección 5 minutos.

La tabla 1, muestra la comparación de los métodos de inspección manual, con la utilización del VACIS Móvil. Se aprecia que el número de puntos de revisión simultáneos de revisión manual son aproximadamente 524, repartidos entre: 85 puntos de revisión en carreteras federales y 262 puntos de revisión en rutas carreteras, utilizando un número aproximado de 7860 personas, de los cuales destacan Militares, Policías Estatales y Policías Federales, logrando realizar un total aproximado de 1,572,000 revisiones. En cambio con el VACIS Móvil se tienen 7 puntos carreteros en cada vehículo, se utilizan 6 personas, siendo 42 personas dedicadas a revisiones y entre los mismos 7 camiones dan un total de 61,716 inspecciones aproximadas. Aun con esto, se tiene un mayor número de decomisos con el sistema de inspección VACIS Móvil que realizando una revisión manual.

Tabla 1. Comparación del uso de VACIS Móvil y el método tradicional.

Observaciones en 10 meses	Sin VACIS Móvil	Con VACIS Móvil
Revisiones totales Aproximadas	1,572,000	61,716
Inspección promedio de vehículos diarios por punto	10	30
Número de puntos de revisión simultáneos	524 distribuidos	Hasta el momento 7
Número de personas para realizar una inspección	Al menos 15	3 por Turno
Decomisos	30	73

Tabla 2. Resultados obtenidos por el Operativo Istmo.

Decomisos	Total	Operativo Istmo	
		Cifra	Porcentaje (%)
Presuntos delincuentes	73	61	84
Capturados			
Personas	38	28	74
Vehículos robados	20	20	100
Drogas	5	4	80
Mercancía apócrifa	5	5	100
Dinero	3	2	67
Armas de Fuego	2	2	100

De estos 73 decomisos en promedio, que se han realizado en estos 10 meses con la ayuda del sistema de inspección VACIS Móvil, el 52.05 % aproximadamente, han sido de personas inmigrantes que provienen de la frontera sur, un 6.85 % ha sido de mercancía apócrifa, 6.85 % en Drogas, el 27.39 % corresponde a vehículos robados, el 4.11 % a decomisos de dinero y el 2.73 % corresponde a armas.

Ahora bien, de estos decomisos que se han hecho el 83.56 % corresponde a aseguramientos realizados por el Operativo Istmo, esto significa 52 veces más decomisos realizados por el método de inspección VACIS Móvil que por el método tradicional de inspección en todo México.

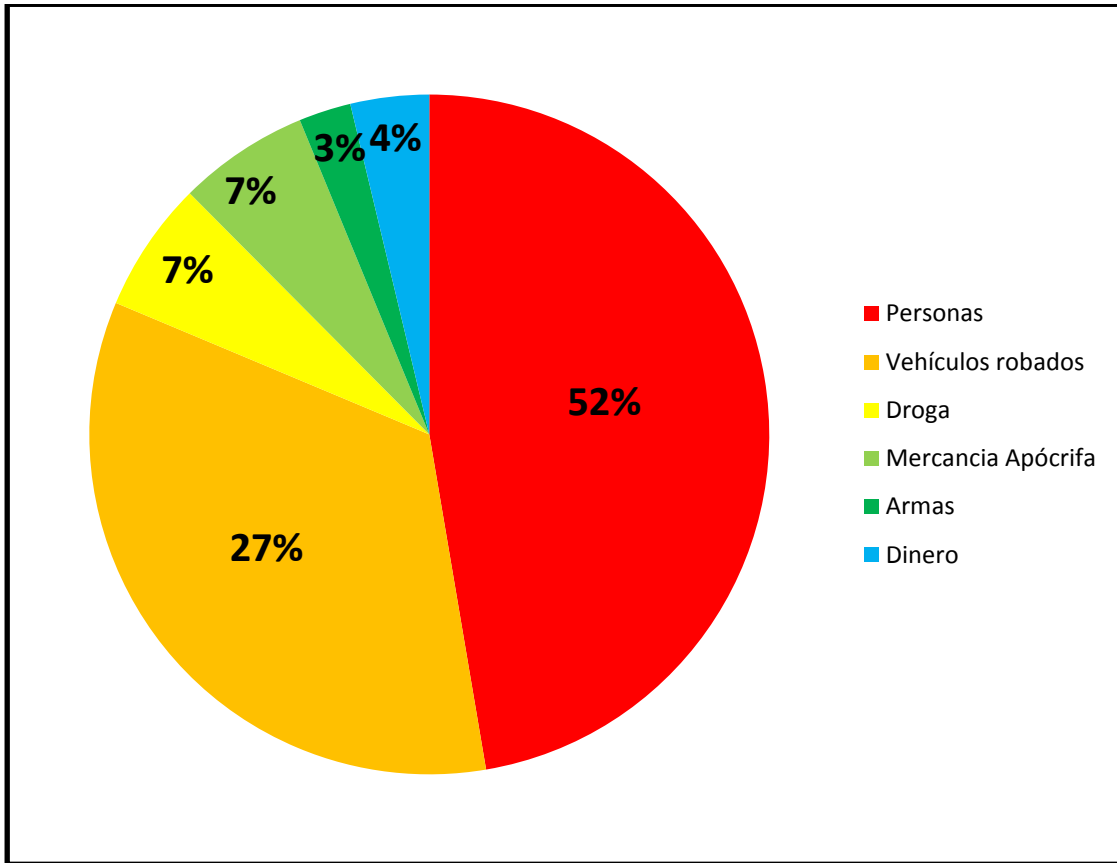


Ilustración 5. Muestra el porcentaje de Mercancía ilícitas, armas y drogas que se han decomisado en 10 meses.

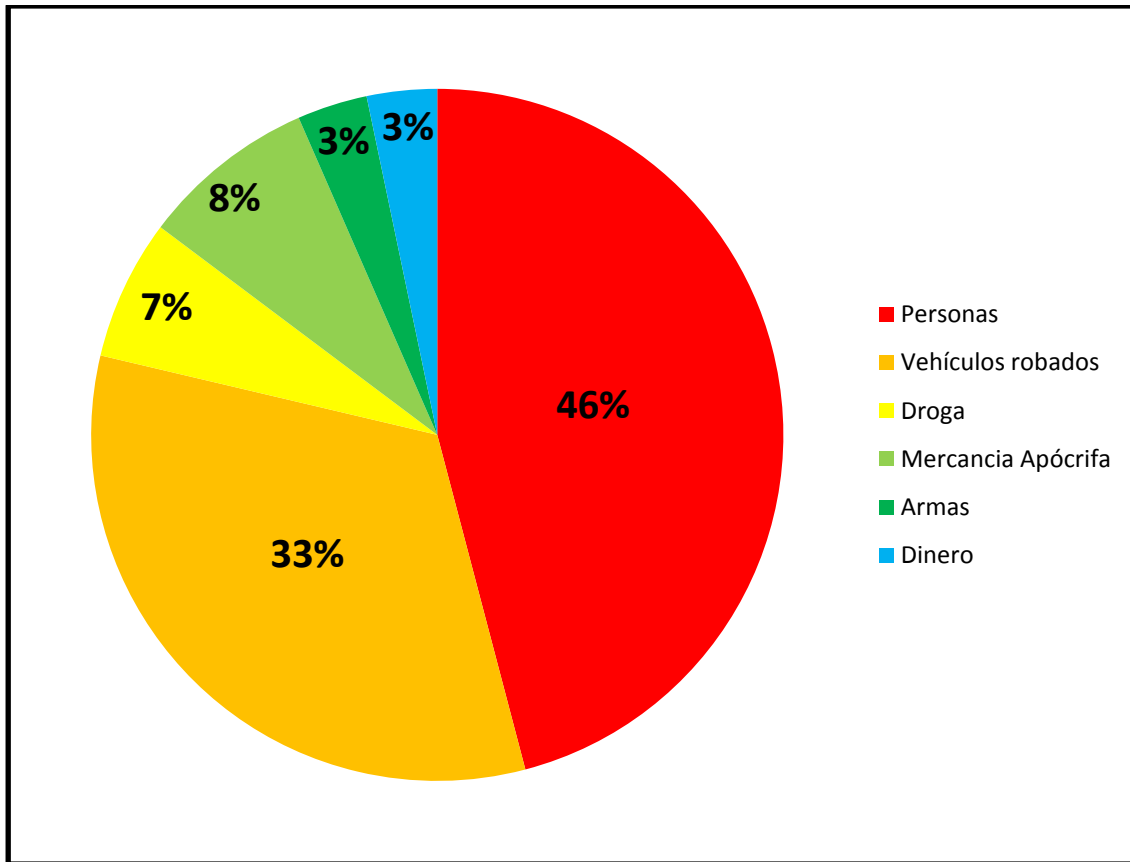


Ilustración 6. Muestra el porcentaje de Mercancía ilícitas, armas y drogas que se han decomisado desde el comienzo del Operativo Istmo.

A continuación se muestra las imágenes de 4 decomisos que se han realizado, con la ayuda del Sistema de Inspección VACIS Móvil.

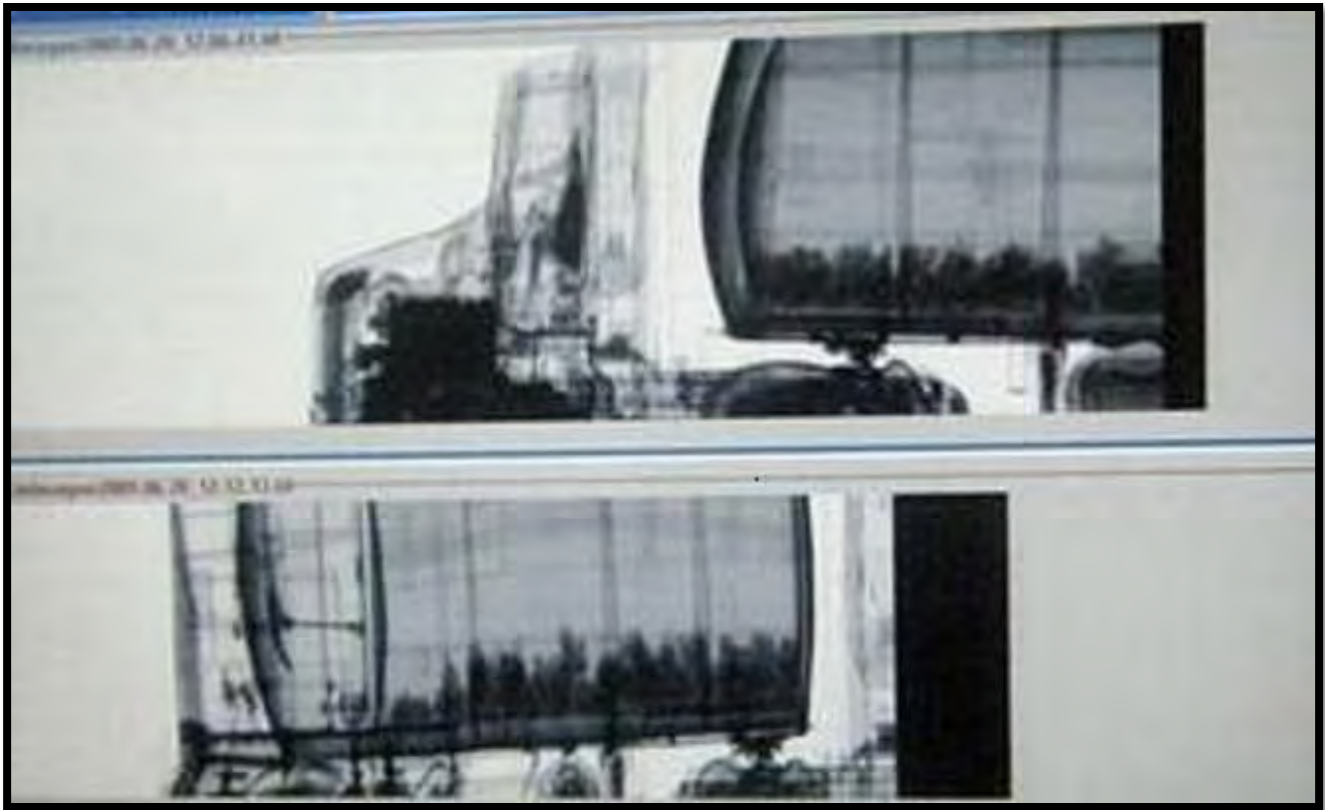


Ilustración 7. Aseguramiento de 900Kg aproximadamente de Cocaína.

En la Ilustración 7, podemos apreciar claramente las anomalías ante una pipa cuyo conductor manifestó estar vacía, la imagen inferior de la pantalla muestra el primer escaneo realizado a la pipa, la parte superior de la pantalla se observa que en la cabina no había nada, por consiguiente se procedió a abrir la pipa y tras esto se encontraron costales con paquetes de aproximadamente de un kilo de cocaína cada uno, el peso de estos paquetes fue aproximadamente de 900 kg.



Ilustración 8. Aseguramiento de 500Kg aproximadamente de Efedrina.

Siendo aproximadamente las 21:09, se observó un tracto-camión de color blanco (Ilustración 8) cuyo chofer se observó nervioso, al revisar la caja no se observa nada, pues el análisis no mostró más que una caja vacía, tras una segunda revisión ahora en la cabina se observa un doble fondo en el camarote, al revisar se encontraron remaches nuevos en esta parte. Se procedió a abrir, se encontraron 500 bolsas de aproximadamente un kilo cada una de ellas de pastillas blancas, que al presentarlas ante el Ministerio Público Federal, los peritos declararon que se trató de 500 kg de efedrina.

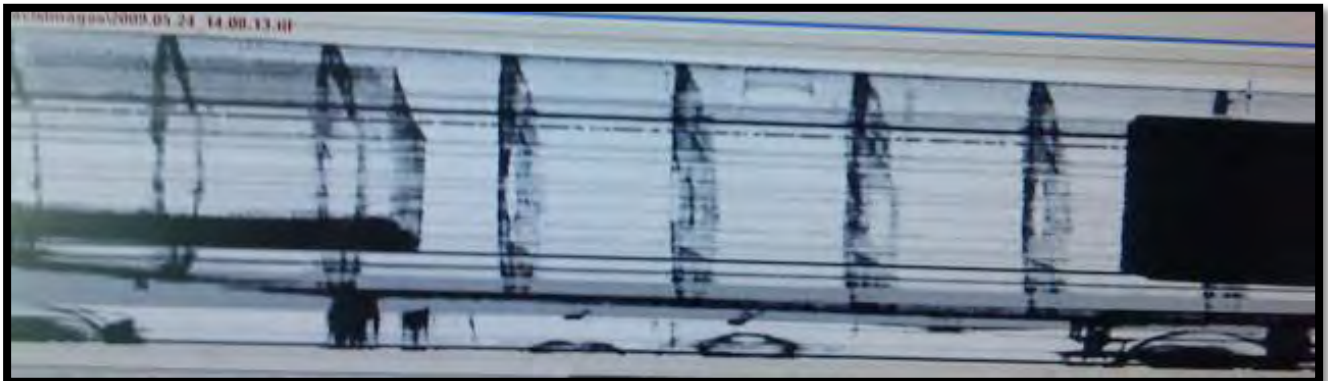


Ilustración 9. Aseguramiento de una pipa cuyo interior contenía combustible robado.

No hay hora, ni día para tratar de pasar mercancía ilícita, en la ilustración 9, se aprecia dos compartimentos dentro de una pipa, estos compartimento no son normales, y en su interior fue encontrado combustible que había sido hurtado de un ducto de PEMEX, por consiguiente tanto la pipa, como al conductor se les puso a disposición ante el Ministerio Público Federal.

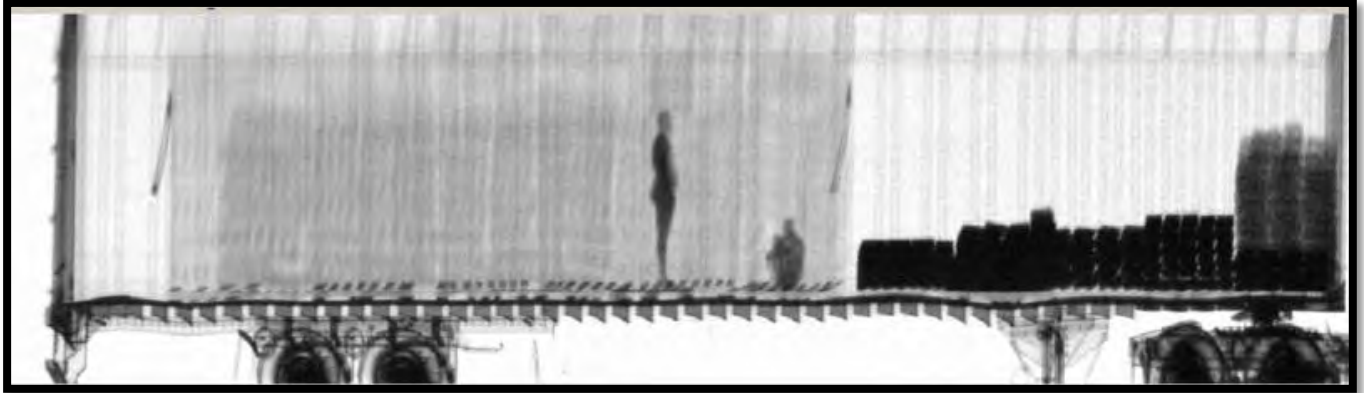


Ilustración 10. Aseguramiento de 2 personas ilegales y de mercancía de contrabando.

Cuando este tracto-camión pasa por el punto de revisión y se le pregunta ¿qué es lo que transporta?, sólo reporta tarimas de madera, al pasarlo por el Sistema VACIS Móvil se observa claramente la presencia de dos personas entre las tarimas cuyo procedencia era de Colombia y pensaban llegar a la Ciudad de México donde posteriormente, partirían para alguna ciudad fronteriza y así llegar a Estados Unidos. Pero además, al final de las tarimas, la densidad cambia, lo que nos indica que lleva otro tipo de mercancía, misma que el chofer indicó no saber, al descargar encontró mercancía de contrabando, como útiles escolares, ropa y calzado.

Se sabe que el afluente de mercancía ilícita no es la misma en las fronteras de la República Mexicana, ya que del 100 % de personas indocumentadas que se han detectado que vienen escondidas en alguna parte de algún tracto camión, el 74 % pertenece a la frontera sur, de igual forma el 80 % de los decomisos de drogas que se han realizado en 10 meses corresponde a la frontera sur. En la mercancía de apócrifa, como lo son televisores, equipos de sonido, ventiladores, aparatos electrónicos, ropa, zapatos y medicamentos el total de los decomisos se han realizado en estados del sur de la República Mexicana; finalmente se tiene la predominancia en aseguramientos de vehículos reportados como robados en el sur y el 67 % del dinero decomisado proviene de las fronteras sureñas (ilustración 11).

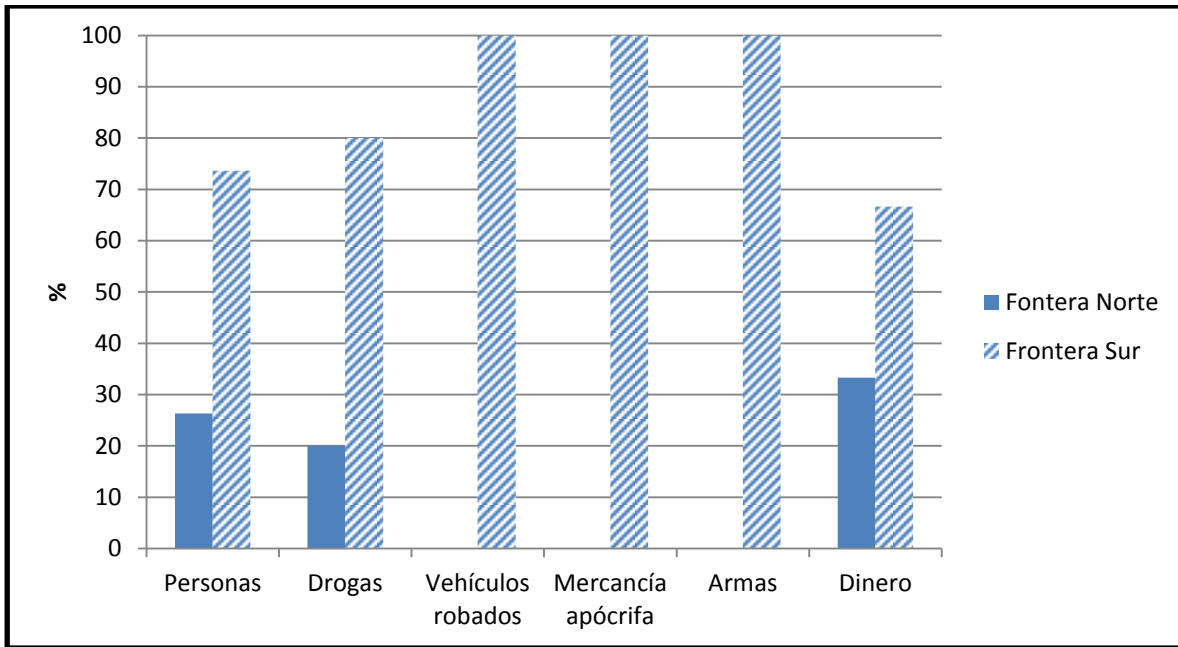


Ilustración 11. Porcentaje de comparación de mercancías ilícitas en las fronteras sur y norte.

Ya establecido el sistema VACIS Móvil se procede a delimitar el área con lecturas obtenidas por medio de un detector Geiger-Muller Marca Thermo Scientific modelo FH-40 G/GL. Cada semana se tomaron lecturas para tener la certeza de que el sistema de apertura y cerrado del obturador siga funcionando de manera adecuada. Las lecturas que se tomaron en varios puntos del receptáculo (Ilustración 12) durante 4 semanas de manera aleatoria se muestran en la tabla 3.

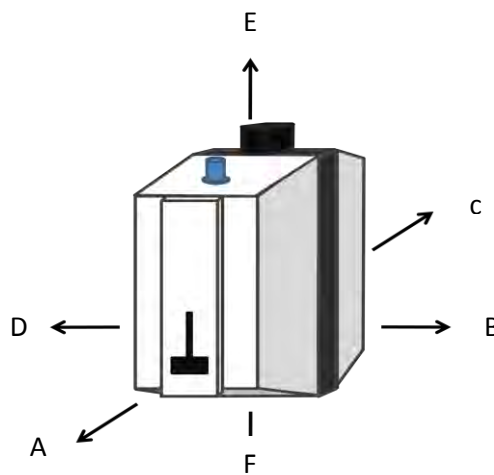


Ilustración 12. Diagrama de Toma de Lecturas.

Tabla 3. Lecturas tomadas en 4 semanas de manera aleatoria.

		mR/h					
		Puntos					
		A	B	C	D	E	F
Semana 1	A contacto	0.085	2.990	2.100	0.306	0.144	1.390
	A 30 cm Experimental	0.011	0.490	0.410	0.046	0.029	0.221
	A 30 cm Teórico	0.013	0.461	0.324	0.047	0.022	0.214
Semana 2	A contacto	0.051	2.790	2.040	0.280	0.134	0.663
	A 30 cm Experimental	0.007	0.423	0.340	0.042	0.019	0.109
	A 30 cm Teórico	0.008	0.430	0.315	0.043	0.021	0.102
Semana 3	A contacto	0.050	2.330	1.940	0.250	0.100	0.550
	A 30 cm Experimental	0.006	0.350	0.235	0.032	0.016	0.083
	A 30 cm Teórico	0.008	0.359	0.299	0.039	0.015	0.085
Semana 4	A contacto	0.020	2.230	1.740	0.206	0.094	0.390
	A 30 cm Experimental	0.004	0.324	0.215	0.025	0.018	0.050
	A 30 cm Teórico	0.003	0.344	0.268	0.032	0.014	0.060

Para comprobar si los valores obtenidos por el detector Geiger-Muller Marca Thermo Scientific modelo FH-40 G/GL, se estimó la intensidad teórica a 30 cm con la ecuación 1. Para esta ecuación se tomó como la distancia 1, la distancia que hay entre el contenedor de plomo y la caja del receptáculo de la fuente que son 19.40 cm aproximadamente, y como la distancia 2, 30 cm después de la caja del receptáculo.

$$\frac{I_2}{I_1} = \frac{(d_1)^2}{(d_2)^2}$$

Ecuación 1. Cálculo de la intensidad de la fuente a 30 cm.

Donde:

I_2 = Intensidad a 30 cm

I_1 = Intensidad a 19.40 cm

D_1 = 19.40 cm

D_2 = 30 cm

Realizando el despeje de I_2 en la ecuación, tenemos que:

$$I_2 = \frac{(d_1)^2}{(d_2)^2} I_1$$

Por lo tanto, la intensidad de la fuente a 30 cm a en el punto C en la semana 2 es:

$$I_2 = \frac{19,40cm^2}{49,40cm^2} 2,040$$

$$I_2 = 0,314$$

Resumiendo, la intensidad de la fuente disminuye inversamente al cuadrado de la distancia, por lo que nuestros experimentales, concuerdan con los resultados esperados.

Cabe mencionar que cada POE cuenta con un dosímetro de película fotográfica mensual, mismos que al terminar cada mes se retiran y se reemplazan por unos nuevos; los usados son remitidos a una empresa llamada Calidad XXI mismos que son enviados al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), para que al término de un año de trabajo cada POE tenga sus resultados y tenga la información de cuanto se irradió en el transcurso de ese año.

Cada camión cuenta con un encargado de Seguridad Radiológica, se cuenta actualmente con 14 encargados de Seguridad Radiológica y un encargado de Seguridad Radiológica General, que es el que realiza todos los trámites ante la CNSNS. A continuación se muestra las lecturas anuales de 5 de los encargados de seguridad radiológica, estas lecturas corresponden al año 2008.

Tabla 4. Lecturas de dosis anuales del 2008 que corresponde a 5 encargados de Seguridad Radiológica.

Encargado de Seguridad Radiológica	Encargado 1	Encargado 2	Encargado 3	Encargado 4	Encargado 5
Lecturas (mSv/año)	32	36	35	40	35

Como se puede observar en la tabla 4, los encargados de seguridad radiológica no sobrepasan el valor permitido de 50 mSv/año. Con respecto al encargado 4, que es el que presenta una mayor dosis recibida, es porque, se encontró en un punto en el cual se tuvo problemas para cerrar el obturador de manera mecánica y este encargado en muchas ocasiones procedió a cerrar el obturador de la fuente de manera manual, de esta manera se podría explicar la elevada dosis que recibió ese año.

Para saber si el valor que recibe anualmente un encargado de Seguridad Radiológica que se encuentra en la cabina operando el sistema de inspección se encuentra dentro de lo esperado, se estimó la intensidad de la dosis teórica con una expresión matemática aproximada (ecuación 2). Esta ecuación relaciona la actividad de la fuente con la intensidad de la misma y está dada para cualquier tipo de gamma de una fuente puntual, en un intervalo de energía entre 0.007 a 2 MeV.

$$D(Gyh^{-1}) \approx 1.26 \times 10^{-13} n \cdot B \cdot E \cdot d^{-2}$$

Ecuación 2. Estimación matemática para estimar la intensidad de la dosis.

Donde:

d = Distancia en metros

B = Actividad en bequerels (Bq)

n = Número de fotones gamma por desintegración

E = Energía del fotón en MeV

h = Horas

La actividad de la fuente es de 0.75 Ci, es decir, que si 1 Ci = 3.7×10^{10} Bq, la actividad de la fuente será de 2.8×10^{10} Bq.

Remplazando valores en la ecuación 2, resulta que:

$$D(Gyh^{-1}) \approx 1.26 \times 10^{-13} \cdot 2 \cdot 2.8 \times 10^{10} \cdot 1.25 \cdot 3^{-2}$$

$$D(Gyh^{-1}) \approx 9.8 \times 10^{-4} Gy h^{-1}$$

Considerando que al menos se trabaja 2000 horas al año:

$$9.8 \times 10^{-4} Gy h^{-1} = 9.8 \times 10^{-4} \frac{Sv}{h} \frac{2000h}{año} = 1.96 Sv año^{-1}$$

Este valor es sin considerar el blindaje.

Para realizar el cálculo de la intensidad de la dosis teórica con relación al blindaje es necesario tomar en cuenta el coeficiente de atenuación lineal para el material de absorción, que en este caso es el plomo, y el grosor del blindaje, quedando la ecuación 3.

$$I = I_0 e^{-\mu x}$$

Ecuación 3. Cálculo para estimar la intensidad de la fuente al pasar por un blindaje.

Dónde:

I = Actividad después de haber pasado por un blindaje.

I_0 = Actividad antes del blindaje

μ = Coeficiente de atenuación lineal

x = Grosor del blindaje

Por lo tanto, la actividad después de haber pasado por el blindaje de plomo de 8 cm es de:

$$I = 2.8 \times 10^{10} e^{-0.5 \cdot 8}$$

$$I = 5.13 \times 10^8 \text{ Bq}$$

Remplazando en la ecuación 2, resulta que:

$$D(\text{Gyh}^{-1}) \approx 1.26 \times 10^{-13} \cdot 2 \cdot 5.13 \times 10^8 \cdot 1.25 \cdot 3^{-2}$$

$$D(\text{Gyh}^{-1}) \approx 1.79 \times 10^{-5} \text{Gyh}^{-1}$$

Considerando las mismas 2000 horas que se trabaja en un año:

$$1.79 \times 10^{-5} \text{Gyh}^{-1} = 1.79 \times 10^{-5} \frac{\text{Sv}}{\text{h}} \frac{2000 \text{h}}{\text{año}} = 0.0358 \text{Sv año}^{-1} = 35.8 \text{mSv año}^{-1}$$

Como se puede apreciar los datos experimentales son cercanos al estimado, es decir, que están dentro del orden de lo estipulado por el Reglamento General de Seguridad Radiológica, ya que los valores no rebasan los 50 mSv/año.

Ahora bien, el cálculo de la dosis recibida para una persona encontrada dentro de la caja de transporte de un tráiler como se observa en la ilustración 10, el cálculo sería el siguiente:

Donde la distancia ahora será a 1.5 metros aproximadamente, pero el resto de los datos se mantienen igual.

$$D(\text{Gyh}^{-1}) \approx 1.26 \times 10^{-13} \cdot 2 \cdot 5.13 \times 10^8 \cdot 1.25 \cdot 1.5^{-2}$$

$$D(\text{Gyh}^{-1}) \approx 7.182 \times 10^{-5} \text{Gyh}^{-1}$$

Tomando en cuenta que la caja del tracto-camión es de aluminio, podemos considerar un cambio en la intensidad donde el coeficiente de atenuación lineal (μ) para el aluminio es 0.15 cm^{-1} y el espesor de la caja es de aproximadamente de 0.5 a 2 cm. El valor sería el siguiente para una caja de 0.5 cm de espesor.

$$I = 7.182 \times 10^{-5} e^{-0.15 \cdot 0.5}$$

$$I = 6.663 \times 10^{-5} \text{Bq}$$

Considerando 5 minutos que es lo que se considera que dura una exploración y que esta persona solo pasará una vez al año por este proceso, se tiene que:

$$6.663 \times 10^{-5} \frac{\text{Gy}}{\text{h}} \frac{1 \text{ hora}}{60 \text{ minutos}} = 1.110 \times 10^{-6} \text{Gy min}^{-1}$$

$$\begin{aligned} 1.110 \times 10^{-6} \text{Gy min}^{-1} &= 1.110 \times 10^{-6} \frac{\text{Sv}}{\text{min}} \frac{5 \text{ min}}{\text{año}} = 5.55 \times 10^{-6} \text{Sv año}^{-1} \\ &= 5.55 \times 10^{-3} \text{mSv año}^{-1} \end{aligned}$$

Como se puede apreciar este valor está dentro de lo estipulado para el público, que es hasta un 1mSv en un año. Por consiguiente las personas indocumentadas que pasan por un punto de revisión no corren ningún riesgo radiológico.

En los meses de marzo y abril, se realizaron los reportes de Seguridad Radiológica y fueron mandados a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas; en dichos reporte cada Encargado de Seguridad Radiológica procedió a realizar 2 pruebas importantes, el primero fue la prueba de fuga, que se realizó pasando un poco de algodón mojado con etanol sobre las partes que están selladas de la fuente y el receptáculo, se embolsó el material y fue enviado por Calidad XXI al ININ para obtener resultados de posibles fugas que se hayan encontrado en la fuente. Después de la realización de dichas pruebas el ININ no reportó ninguna fuga en esta prueba, por lo que nos indica que la capsula de plomo en que se encuentra la fuente, no presenta ningún daño y sigue cumpliendo su función.

La otra prueba que se realiza es un levantamiento de niveles que se hace alrededor del área controlada. A continuación se marcan en el esquema de un Puesto de Control (ilustración 13) los puntos donde se realizan las lecturas de un levantamiento de niveles.

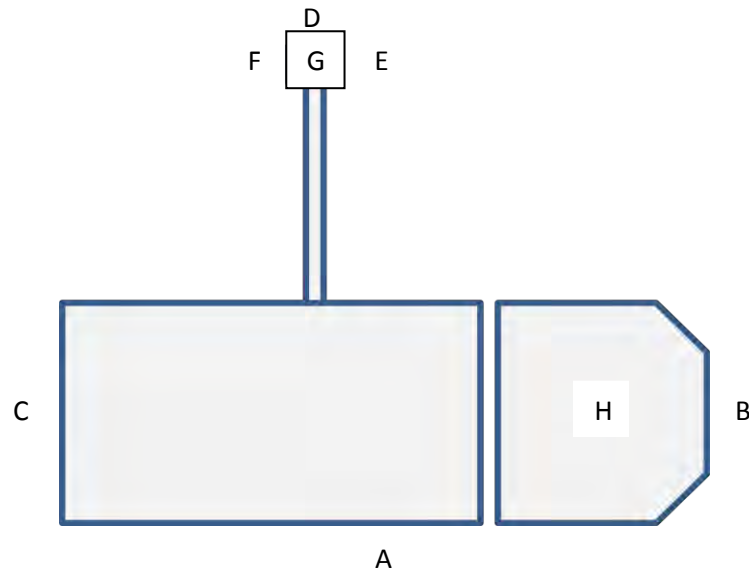


Ilustración 13. Esquema para el levantamiento de niveles de la Zona Controlada.

Tabla 5. Lecturas de levantamiento de niveles.

Zona de lectura	mR/h
Radiación de Fondo	0.095
Costado derecho del camión	0.095
Frente del camión	0.100
Atrás del camión	0.104
Parte de atrás del Receptáculo de la Fuente al contacto	2.040
Parte derecha del Receptáculo de la Fuente al contacto	1.025
Parte izquierda del Receptáculo de la Fuente al contacto	1.044
Parte posterior del Receptáculo de la Fuente al contacto	1.020
Interior de la cabina	0.442

Estas lecturas fueron tomas con un detector Geiger- número de serie 020147, con fecha de calibración 15/09/2009 siendo la próxima 15/09/2010.

La fuente de Cobalto 60 de 0.01 g con una actividad inicial de 0.75 Ci, nos es de utilidad hasta que la actividad de la fuente decae a 2 vidas medias, para seguir obteniendo una buena resolución de la imagen, distinguible en el monitor de la computadora, es decir la fuente es útil alrededor de 10 años.

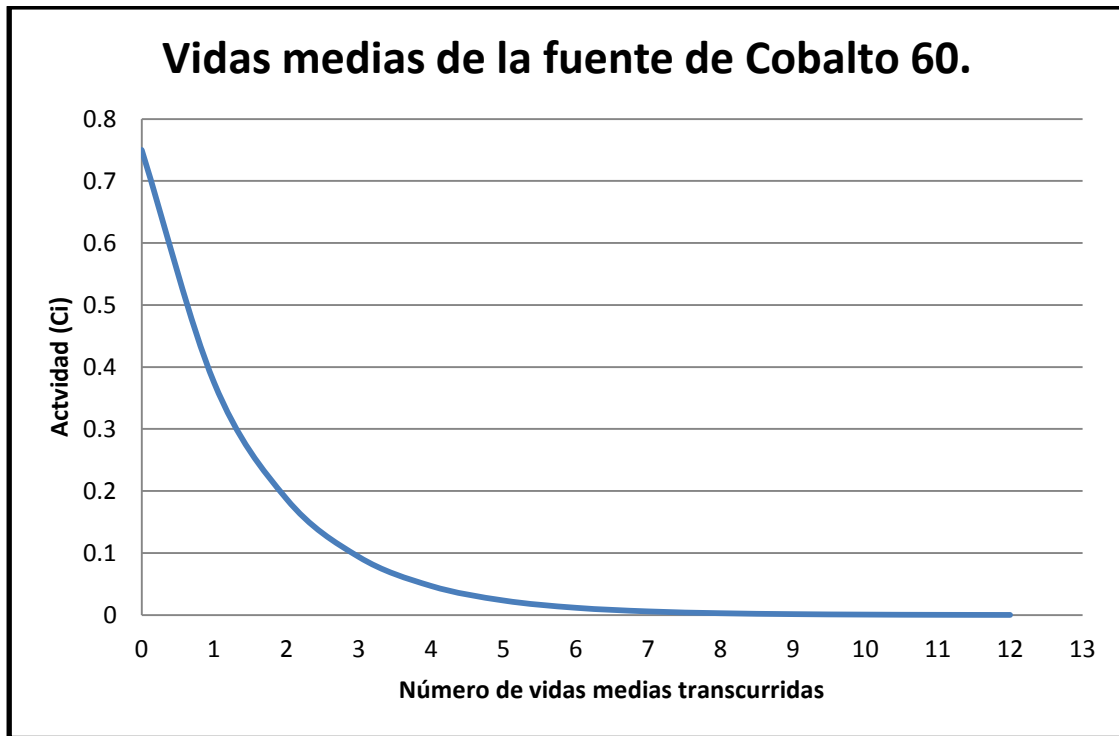


Ilustración 14. Vidas medias de la fuente de Cobalto 60 que se utiliza en el sistema de inspección VACIS Móvil.

Como se puede apreciar en la ilustración 14, el decaimiento de la actividad del cobalto 60 a las 2 vidas medias es significativo. Lo que muestra que el valor de la actividad para resolución de imágenes de nuestra fuente ya no es útil para realizar nuestro trabajo.

CAPITULO 6. CONCLUSIONES.

Se ha demostrado la eficiencia del sistema de inspección VACIS Móvil a comparación del método tradicional de revisión, que era la inspección manual, ya que en 10 meses se han obtenido más resultados que los anteriormente reportados. Siendo el Operativo Istmo el que más decomisos ha logrado en ese tiempo.

Los resultados presentados muestran que la gran parte de los aseguramientos realizados han sido de personas, evitando de esta manera el tráfico de indocumentados, trata de blancas, explotación, entre otros delitos relacionados con la integridad del ser humano. El segundo lugar de los aseguramientos totales corresponde a vehículos robados, con esto se está evitando el trafico de autopartes robadas, la venta y compra de vehículos robados. En tercer lugar se tiene el decomiso de drogas previniendo de esta manera el delito de narcotráfico y los delitos relacionados contra la salud. Además de los aseguramientos de mercancía apócrifa que se ha realizado que evitan la venta de piratería, se tiene el decomiso de armas y dinero, con el cual se pretende prevenir la delincuencia organizada. Con esto, la Secretaría de Seguridad Pública cumple su objetivo, que es, la prevención de delitos y esto se ha logrado con la detección oportuna de mercancías ilícitas.

Desde el punto de seguridad radiológica, se ha comprobado por medio de cálculos matemáticos, que se respetan las normas mexicanas establecidas para la seguridad del personal ocupacionalmente expuesto y el público. Que en ningún momento se ha violado ningún lineamiento de Seguridad Radiológica y que todo se sigue como lo marca el reglamento.

Finalmente, se ha demostrado que la radiografía gamma es una gran herramienta que ha servido para la prevención oportuna de los delitos, que ha optimizado tiempos de revisión, cantidad de personal requerido para realizar una inspección, además de la cantidad de aseguramientos que ha sido mayor, pero lo más importante a destacar y reiterar es que se han prevenido muchos delitos que afectan a la sociedad mexicana en la actualidad.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS.

Bibliografía.

1. Glasstone, Samuel; Sesonske, Alexander. Ingeniería de Reactores Nucleares. Editorial Reverté. España **1968**.
2. Calidad XXI. Curso de Protección radiológica para encargado de seguridad radiológica. Rev.2. Noviembre **2001**.
3. Fernández Niello, Jorge. El universo de las radiaciones. Colección Ciencia Joven. No. 16. CONACULTA. México. **1997**.
4. Richards Campel, Jorge., Camera Ross, Ricardo., Las Radiaciones II. El manejo de las radiaciones nucleares. La Ciencia para todos. 94. SEP/Fondo de Cultura Económica. México.
5. Shlein, Bernard; Slaback, Lester A.; Birky, Brian Kent. Handbook of Health Physics and Radiological Health. Tercera Edición. Edit. Williams and Wilkins. Estados Unidos de América. **1998**.
6. Navarrete, Manuel; Cabrera, Luis. Introducción al Estudio de los Radioisótopos. Comisión Federal de Electricidad. México. Septiembre. **1979**.
7. Tsoulfanidis, Nicholas. Measurement and detection of radiation. Segunda Edición. Taylor & Francis. Estados Unidos de América. **1995**.
8. Reglamento General de Seguridad Radiológica. Diario Oficial de la Federación. México. Noviembre. **1988**.
9. NOM-025/1-NUCL-2000. Diario Oficial de la Federación. México. Noviembre. **2000**.
10. NOM-025/2-NUCL-1996. Diario Oficial de la Federación. México. Agosto. **1997**.
11. NOM-004-NUCL-1994. Diario Oficial de la Federación. México. Noviembre. **1995**.
12. NOM-035-NUCL-2000. Diario Oficial de la Federación. México. Octubre. **2000**.

13. NOM-028-NUCL-1996. Diario Oficial de la Federación. México. Octubre. **1997**.
14. NOM-022/1-NUCL-1996. Diario Oficial de la Federación. México. Septiembre. **1997**.
15. Castillo Rojas, Berta Susana. Tesis para optar por el grado de Doctor en Ciencias Químicas. Estudio de la dinámica de la reacción "Corazón de Mercurio" en medio de ácido sulfúrico utilizando Ce(IV) e irradiación- γ . México. **2003**.
16. Curso de Operador del Sistema de Inspección VACIS® Móvil. Guía del participante Versión 4.7. SAIC. México. **2005**.

Páginas de Internet.

17. <http://www.inin.gob.mx>
18. <http://www.inin.gob.mx/publicaciones/documentospdf/39%20PATRADER.pdf>
19. <http://www.cnsns.gob.mx>
20. <http://www.saic.com/>
21. <http://www.ssp.gob.mx/portalWebApp/ShowBinary?nodeId=/BEA%20Repository/560126/archivo>