



CÁLCULO DEL EQUIVALENTE DE DOSIS Y RAPIDEZ DE EXPOSICIÓN EN ACTIVIDADES A REALIZAR EN LA INMOVILIZACIÓN DE RESINAS CONTAMINADAS CON RADIOISÓTOPOS

Miguel Emeterio Hernández

ININ, Carretera México-Toluca, 52750, Estado de México,

Resumen

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), órgano regulador de la seguridad en las actividades que involucran el manejo de materiales radiactivos en nuestro país, dispone en su reglamentación, establecer los límites de equivalente de dosis y de rapidez de exposición, para poder trabajar dichos materiales. Así pues, en cualquier investigación en donde se involucre a materiales radiactivos, es indispensable precisar con antelación a los trabajos a realizar, los valores de equivalente de dosis y de rapidez de exposición que el personal ocupacionalmente expuesto (POE) recibirá por dichas actividades. Por tanto, en este trabajo se presenta la metodología para la estimación del equivalentes de dosis y rapidez de exposición para actividades específicas a realizar en las instalaciones de la planta de tratamiento de desechos radiactivos (PATRADER) del ININ, relacionadas con los estudios de inmovilización de resinas de intercambio iónico provenientes del reactor Triga Mark III del ININ, contaminadas con material radiactivo, particularmente con Co-60. En función del análisis radiactivo de las resinas fueron calculadas: la rapidez de exposición a contacto y a un metro de los recipientes que contienen el material radiactivo, suponiendo que el material radiactivo está distribuido uniformemente en todo el volumen, y el equivalente de dosis considerando 8 meses de duración de la investigación, que representan 130 días laborables con jornadas de 7 horas. El equivalente de dosis total estimada que recibirá el personal es de 1.9753 mSv, menor que el límite anual (5 mSV) para público.

1. Introducción

En el ININ y en particular en la planta de tratamiento de desechos radiactivos PATRADER, la seguridad en el manejo de materiales radiactivos es una de sus prioridades y para lograrla, es necesario aplicar la reglamentación y normativa tanto nacional como internacional, fundamentada en los principios básicos de protección radiológica para el hombre y el ambiente, reduciendo hasta donde sea razonablemente posible los riesgos implícitos al manipular material radiactivo y dispositivos que producen radiaciones ionizantes, aplicando medidas preventivas adecuadas para cada situación particular.

Deben evitarse exposiciones innecesarias a la radiación; cuando sea necesario exponerse debe efectuarse previamente un análisis cuidadoso que definirá los riesgos potenciales. Aplicando las condiciones dictadas por el análisis, el manejo de materiales radiactivos puede considerarse como una practica segura.

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), órgano regulador de la seguridad en las actividades que involucran el manejo de materiales radiactivos en nuestro país, dispone en su reglamentación, establecer los límites de dosis equivalentes y de rapidez de exposición, para poder trabajar dichos materiales. Así pues, en cualquier investigación en donde se involucre a materiales radiactivos, es indispensable precisar con antelación a los trabajos a realizar, los valores del equivalente de dosis y de rapidez de exposición que el personal ocupacionalmente expuesto (POE) recibirá por dichas actividades; con el objeto de demostrar que no se exceden los límites establecidos en el reglamento general de seguridad radiológica (RGSR)^[1], durante las actividades de operación normal. El cálculo de equivalente de dosis (H_E)^[2] que recibirá el personal que manejará material radiactivo es el punto de partida para generar condiciones seguras de trabajo, este H_E se obtiene de calcular la rapidez de dosis en un sitio o condición de operación normal y el tiempo de permanencia durante el manejo de material radiactivo.

Una vez determinado el equivalente de dosis que genera el material radiactivo en estudio, este valor se contrasta con el valor límite establecido por la CNSNS en su reglamentación y normativa vigente, sin olvidar la recomendación de la comisión internacional de protección radiológica (ICRP)^[3] en cuestión de seguridad en el manejo de material radiactivo, lo que permitirá justificar y optimizar el manejo de material radiactivo como practica segura.

2. Metodología para la estimación del equivalente de dosis en resinas contaminadas con radioisótopos

2.1 Identificación y caracterización radiactiva del material

Las resinas de intercambio iónico agotadas constituyen una fracción de desechos sólidos húmedos procedentes de reactores nucleares^[7]. Las resinas de uso comercial son resinas orgánicas sintéticas constituidas de cadenas de hidrocarburos típicamente poliestirenos, ligados a moléculas de divinilbenceno. Los materiales de intercambio iónico agotados de la industria nuclear están constituidos por resinas orgánicas, tipo perlas y polvos, así como algunos materiales inorgánicos. Las aplicaciones generales son la purificación de agentes refrigerantes por intercambio iónico y por filtración del circuito primario y secundario de los reactores nucleares que utilizan agua como moderador y refrigerante. Esta resina contiene más del 80 % de los radioisótopos emisores beta-gamma generados por el reactor, sin contar la actividad dentro del mismo combustible. Junto con los productos de fisión, los productos de activación, el boro y el carbono-14 son retenidos en las resinas. Sin embargo, la cantidad de actividad fijada en las resinas, dependerá en cualquier caso de su capacidad de absorción y la proporción de la corrosión del material que reviste al combustible^[4].

En el caso del reactor de investigación Triga-Mark III e irradiador gamma del ININ, estas resinas (tipo perla con diámetros de 0.35 a 1.15 mm) se encuentran contaminadas con emisores beta-gamma. Para propósitos de irradiación externa se considera solamente al cobalto-60 ya que es el que presenta mayor concentración en las resinas, además de ser el responsable de generar el campo de radiación que puede causar el riesgo a exposición a material radiactivo. Las resinas contaminadas son enviadas a la PATRADER del ININ para su tratamiento y disposición, donde se proponen métodos de inmovilización, uno de ellos es la incorporación de las resinas en diferentes matrices (concreto, bitumen y resina líquida), para realizar estos trabajos de investigación es necesario proteger al POE

y a al público de los riesgos de exposición a la radiación ionizante, redundando en el cuidado del medio ambiente, lo anterior solo podrá realizarse bajo los lineamientos de una licencia de operación y la autorización expedida por el órgano regulador del país CNSNS. Por lo que se requiere establecer con antelación la rapidez de exposición y el equivalente de dosis al que se expondrá el POE, contrastando estos parámetros con las restricciones establecidas por la CNSNS y la ICRP y así obtener la autorización correspondiente, ya que la PATRADER cuenta con licencia de operación vigente.

2.2 Detección de la radiación en el manejo de material radiactivo

El trabajar con materiales que emiten o generan radiación ionizante invariablemente involucra la determinación de varias magnitudes, cuando se requiere determinar la presencia de radiación en un lugar, la intensidad, tipo específico de radiación y energía, se emplea un detector o monitor de radiación.

Para determinar la concentración específica de material radiactivo en las resinas del reactor Triga-Mark III y del irradiador gamma, se emplea la espectrometría gamma, la cual es el método mas usado para identificar y cuantificar isótopos radiactivos emisores gamma.

Para prever los posibles riesgos de exposición radiológica al trabajar con estas resinas, se determina el campo de radiación ionizante de los distintos lotes de resina contaminada mediante detectores Geiger-Muller. Estos detectores son muy populares debido a su simplicidad, facilidad de manejo y bajo costo, son utilizados como contadores o monitores para emisiones radiactivas alfas, betas y fotones así como para mediciones de rapidez de exposición.

2.3 Normativa de la protección radiológica

- a. Límites anuales del equivalente de dosis establecidos por la CNSNS, en su RGSR.

Este límite de equivalente de dosis efectivo anual para personal ocupacionalmente expuesto es de 50 mSv (5 rem), para los efectos estocásticos, mientras que 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. Esto con su excepción para el cristalino del ojo cuyo límite es de 150 mSv (15 rem).

El establecimiento de los límites de equivalente de dosis para el POE se basa en considerar para todo trabajo con radiaciones ionizantes un riesgo equivalente al que existe en aquellos trabajos e industrias que poseen el más elevado índice de seguridad. Teniendo en cuenta que en ese tipo de industrias y trabajos el promedio de mortalidad anual es del orden de 10^{-4} , o sea que puede morir al año una persona por cada 10000 trabajadores, se consideró que el numero de defunciones por inducción de cáncer en el POE no debe rebasar ese valor de 10^{-4} .

Zona expuesta	Límite por año
	mSv (rem)

	POE	PUBLICO
Cuerpo total	50 (5)	5 (0.5)
Órgano y tejido	500 (50)	50 (5)
Cristalino	150 (15)	15 (1.5)

Tabla 1. Valores tomados del RGSR para personal POE y público^[3]

b. Los límites anuales del equivalente de dosis según ICRP

Los límites de equivalente de dosis son necesarios como parte del control de la exposición ocupacional, tanto para imponer un límite a la variedad de restricciones a las dosis, como para proporcionar una protección contra errores de juicio en la aplicación de la optimización. Al fijar los límites del equivalente de dosis, el objetivo de la ICRP es establecer, para un conjunto definido de prácticas y para exposición regular continua, un nivel de dosis por encima del cual las consecuencias para los individuos, serían consideradas inaceptables^[3]. Conforme se avanza en el campo de la seguridad radiológica los límites establecidos por la ICRP también van restringiéndose como puede observarse en la tabla 2, los límites de la ICRP-26 son menos restrictivos que las de la ICRP-60. Aclarando que los límites establecidos en la normativa internacional ICRP-60 aun el órgano regulador CNSNS no los hace vigentes en nuestro país.

En la tabla 2 se resumen los límites recomendados en distintos tiempos por la ICRP para el POE y para el público.

Zona expuesta	POE		PUBLICO	
	Límite por año		Límite por año	
	mSv (rem)		mSv (rem)	
	ICRP-26	ICRP-60	ICRP-26	ICRP-60
Cuerpo total	50 (5)	20 (2)	5 (0.5)	1 (0.1)
Órgano y tejido	500 (50)	500 (50)	50 (5)	50 (5)
Cristalino	150 (15)	150 (15)	15 (1.5)	15 (1.5)

Tabla 2. Datos del ICRP para el POE y público^[3].

2.4 Cálculo del equivalente de dosis del personal que maneja material radiactivo^[5].

De los resultados del análisis radiactivo realizado por vigilancia radiológica ambiental del ININ se determina que la actividad por kilogramo es de 6,357.7 Bq/kg. Se tomarán del lote de la resina de intercambio iónico contaminada 5 kg para el estudio de inmovilización.

a. Cálculo de la rapidez de exposición

El cálculo se realiza a contacto, que es la condición más crítica de exposición a material radiactivo y

a un metro de los recipientes que contienen el material radiactivo, suponiendo que el material radiactivo está distribuido uniformemente en todo el volumen.

Tomando al Co-60 como referencia para el cálculo, dada su abundancia y energía.

Ecuación y parámetros

$$\dot{X} = \frac{\Gamma A}{r^2} \text{-----(1)}$$

Donde:

- \dot{X} = [Rapidez de exposición en R/h]
- Γ = [Constante gamma, en Rm^2/hCi]
- A = [Actividad del isotopo en KBq]
- r = [Distancia a la fuente en m]

Datos

$$\Gamma = 1.32 Rm^2/hCi = 3.56 \times 10^{-8} Rm^2/hkBq$$

$$A = 31.788 kBq$$

$$A \text{ contacto}^{[6]} \quad r = 0.005 \text{ m}$$

Substituyendo datos en la ecuación (1) tenemos:

$$\dot{X} = \frac{(3.56 \times 10^{-8})(31.788)}{(0.005)^2} = 0.04526 \text{ R/h}$$

A un metro $r = 1 \text{ m}$

$$\dot{X} = \frac{(3.56 \times 10^{-8})(31.788)}{(1)^2} = 1.132 \times 10^{-6} \text{ R/h}$$

b. Cálculo del equivalente de dosis para el personal.

Considerando 8 meses de duración de la investigación, que representan 130 días laborables con

jornadas de 7 horas.

Ecuaciones y parámetros

$$D = \dot{X} \cdot t \text{-----}(2)$$

Donde:

D = [Dosis absorbida en rad]

\dot{X} = [Rapidez de exposición en R/h]

t = [Tiempo de exposición en h]

$$H_E = D \cdot Q \cdot N \text{-----}(3)$$

Donde:

H_E = [Equivalente de dosis en Sv ó rem]

D = [Dosis absorbida en rad]

Q = [Factor de calidad (para radiación gamma, Q=1)]

N = [La ICRP ha asignado a N el valor de 1]

Datos

\dot{X} = 0.04526 R/h a contacto

\dot{X} = 1.132×10^{-6} R/h a un metro

1R = 0.869 rad

Para este caso rad = rem

1Sv = 100 rem

Q = 1

N = 1

Considerando que en los 130 días que dura el periodo de investigación, el personal se encuentre 5 horas en contacto con el material radiactivo (un día) distribuidas en los 130 días de interacción con el material radiactivo y los 129 días restantes el personal esté aproximadamente a un metro de este material. Con estos datos y aplicando las ecuaciones 2 y 3, el equivalente de dosis que recibirá el personal debe ser menor a 5 mSv de acuerdo a la CNSNS e ICRP-26.

A contacto, sustituyendo valores en las ecuaciones 2 y 3:

$D = (0.04526)(5)(0.869) = 0.1966 \text{ rem}$

$H_E = (0.1966)(1)(1) = 0.1966 \text{ rem } (1\text{Sv}/100\text{rem}) = 0.001966 \text{ Sv} = 1.9665 \text{ mSV}$

A un metro, sustituyendo valores en las ecuaciones 2 y 3:

$$D = (1.132 \times 10^{-6})(903)(0.869) = 8.88 \times 10^{-4} \text{ rem}$$
$$H_E = (8.88 \times 10^{-4})(1)(1) = 8.88 \times 10^{-4} \text{ rem (1Sv/100rem)}$$
$$= 8.88 \times 10^{-6} \text{ Sv} = 0.00888 \text{ mSv}$$

Dosis total H_E , que genera el material radiactivo en investigación es la adición de la dosis estimada a contacto y a un metro del material. La dosis total estimada que recibirá el personal es de 1.9753 mSv

3. Resultados

Los límites anuales del equivalente de dosis establecidos por CNSNS en su RGSR están designados como límites guía de calidad para el POE y para el público como lo muestra la Tabla 1, así mismo la ICRP-26 establece los límites referidos en la tabla 2, los que están comprendidos para el POE en 50 mSv (5 rem) a cuerpo total y la décima parte del valor anterior para público 5 mSv (0.5 rem).

En base al cálculo del equivalente de dosis para realizar actividades en la inmovilización de resinas contaminadas con radioisótopos, el H_E total que recibirá el personal al manejar este material radiactivo es de 1.9753 mSv, valor que se encuentra por debajo del límite especificado por la normativa nacional para el público y por debajo de la recomendación internacional ICRP-26, de acuerdo a los valores reportados en las tablas 1 y 2 de este trabajo.

Del resultado del análisis se observa que el valor obtenido no es superior al límite para público tanto en la restricción de CNSNS como la ICRP-26 en consecuencia el POE trabajara dentro de los lineamientos de seguridad radiológica en la investigación, con la metodología para el cálculo del equivalente de dosis y la licencia de operación de la PATRADER, se sustenta la solicitud para el manejo de material radiactivo ante el órgano regulador CNSNS del país, el cual otorgó la autorización para llevar a cabo la investigación de inmovilización de resinas contaminadas con radioisótopos.

4. Bibliografía

1. CNSNS, “Reglamento General de Seguridad Radiológica”, Diario Oficial de la Federación, 22 de noviembre de 1988.
2. [Norma Oficial Mexicana NOM-001-NUCL-1994](#), “Factores para el calculo del equivalente de dosis”. D.O.F. 6-II-1996.
3. ININ Curso avanzado de protección radiológica, nivel encargado de seguridad radiológica, Educación continua 2002. ceda@nuclear.inin.mx.
4. Rohm & Haas Ion Exchange Resins – Industrial Process. “Catalysis Frequently Asked Questions”. http://www.rohmhaas.com/ionexchange/IP/fag_catalysis.htm.

5. Bernard Shleien, Phleien. D., *The Health Physics and Radiological Health Handbook*, Certified Health Physicist, ABHP FAPHA, 1992.
6. NORMA Oficial Mexicana NOM-008-NUCL-2003, “*Control de la contaminación radiactiva*” D.O.F. 29-XII-2003.
7. International Atomic Energy Agency, “*Application of Ion Exchange Process for the Treatment of Radioactive Waste and Management of Spent Ion Exchangers*”, Technical Reports Series No. 408, Vienna (2002).