

SISTEMA AUTOMATIZADO DE CONTROL DE EFLUENTES LÍQUIDOS RADIATIVOS DE PACIENTES SOMETIDOS A TERAPIA EN HOSPITALES DE MEDICINA NUCLEAR. (SACEL)

Marco A. Ruiz C, Tonatiuh Rivero Gutiérrez, Lina Celis del Ángel, Eduardo Sainz Mejía, Gustavo Molina

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México Toluca. La Marquesa s/n, Ocoyoacac Edo. De México C.P. 52750

marc@nuclear.inin.mx; /trg@nuclear.inin.mx; /gm@nuclear.inin.mx

Resumen

Diferentes hospitales de medicina nuclear requieren de la asistencia técnica para el diseño, construcción e instrumentación de un sistema de retención de efluentes provenientes del cuarto destinado a la aplicación médica de yodo 131, con el objeto de dar cumplimiento a los requerimientos normativos de protección radiológica, establecidos en el Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR) emitido por la CNSNS en noviembre de 1988 y en las normas oficiales correspondientes. Un sistema automático de medición del flujo, la concentración de actividad en los efluentes al drenaje, el control de las descargas y el reporte automatizado permitirá el cumplimiento de la normativa nacional, además la eliminación de actividades insalubres como la toma de muestras, análisis de las mismas y los trámites correspondientes, permitirán que el SACEL sea capaz de llevar registros que se podrán consultar de manera automatizada.

Los cambios en las exigencias de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas en relación a la liberación de material radiactivo en hospitales por tratamientos médicos, ha creado la necesidad de desarrollar un sistema que cuantifique y dosifique los efluentes líquidos de personas bajo tratamiento de tiroides con yodo-131 al drenaje.

El Sistema Automatizado de Control de Efluentes Líquidos Radiactivos Generados en Hospitales de Medicina Nuclear (SACEL) desarrollado en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, cumple con esta regulación, además de mejorar las condiciones de trabajo para el personal médico y técnico del hospital en que esté instalado, ya que este sistema tiene la ventaja de ser completamente automatizado y requerir de un mínimo de asistencia.

El SACEL es un sistema electro-hidráulico de control de efluentes, basado en la operación alternada de dos depósitos de decaimiento de la actividad del material contaminado con yodo-131. El sistema permite llevar un registro de los volúmenes y dosis liberados, además de poder ser monitoreado en forma remota.

1. INTRODUCCIÓN

En México, tanto las instalaciones nucleares como radiactivas, se deben apegar al sistema de limitación de vertimientos al drenaje mediante límites de concentración, definidos a partir de los límites anuales de incorporación (LAI) para los miembros del público. Por otra parte, se ha considerado conveniente efectuar los controles de vertido en las instalaciones hospitalarias, similar a los implantados en las instalaciones nucleares y las radiactivas, a fin de aplicar criterios similares de protección a todos los miembros del público potencialmente afectados por las descargas de las distintas instalaciones.

Las fuentes radiactivas no encapsuladas (abiertas) se utilizan fundamentalmente en el ámbito de la medicina y la investigación biomédica, siendo los centros hospitalarios donde se generan residuos radiactivos de cierta consideración.

Mientras el reglamento general de seguridad radiológica de 1988 contiene los límites primarios de dosis para los trabajadores y el público en general (adulto), la norma NOM-06-NUCL—1994 (**criterios para la aplicación de los límites anuales de incorporación para grupos críticos del público**) [1] recoge los valores de concentración de vertimiento al drenaje. El cálculo de estos límites derivados a partir del límite de dosis para el público y de los factores de dosis y tasas de incorporación permiten facilitar la vigilancia y control de las descargas de sustancias radiactivas en todas las instalaciones. Los límites de concentración se establecen para facilitar la vigilancia y control de los efluentes y en su determinación pueden aplicarse diferentes criterios, siempre que se garantice el cumplimiento del límite anual de actividad, que es el “auténtico” límite.

Ambos límites son complementarios: el límite de actividad supone una restricción al límite de concentración derivado, ya que de otro modo podría descargarse una actividad ilimitada en función de los volúmenes vertidos, con la única condición de que se respetase el límite de concentración; por otra parte, el límite de concentración previene descargas puntuales muy elevadas, que supusieran el vertido de toda la actividad anual autorizada.

2. ASPECTO NORMATIVO

2.1. Criterios normativos para las descargas al drenaje de los centros hospitalarios.

Los límites deberán garantizar que las dosis recibidas por la población potencialmente afectada por las descargas serán inferiores a los límites de dosis al público, y tan bajas como sea razonablemente posible, como lo establece el Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR) [2].

El sistema de limitación será coherente con el fijado para las centrales nucleares y otras instalaciones, adaptado a las características específicas de las instalaciones radiactivas. Este sistema incluye límites instantáneos en términos de concentración para efluentes líquidos, derivados de los límites de dosis al público (LAI) y límites integrados en un año, expresados en términos de dosis.

El valor límite de líquidos previamente a su vertimiento hacia el drenaje debe cumplir con los artículos 37 y 211 del mismo RGSR, donde se establece que el límite de equivalente de dosis para individuos del público (5 mSv/año) son la décima parte de los estipulados para el personal ocupacionalmente expuesto (POE) y corresponde a fracciones pequeñas de los límites anuales de

incorporación, obtenidas tomando en consideración las características de los grupos críticos del público. Por otro lado, el vertimiento al drenaje solo se autoriza cuando se cumpla que:

- 2.1.1 Los líquidos son solubles en agua.
- 2.1.2 La concentración en promedio diario de descargas de líquidos radiactivos, no serán superiores a los valores indicados en la NOM-006-NUCL-1994.
- 2.1.3 La concentración en promedio mensual de los líquidos radiactivos diluida en la cantidad promedio mensual de descarga de agua de la instalación, no excederá del valor indicado en la NOM-006-NUCL-1994.
- 2.1.4 La actividad total máxima permitida de descarga de líquidos radiactivos al drenaje, no excederá de 37 GBq al año.
- 2.1.5 El límite de concentración de material radiactivo establecido en la NOM-006-NUCL-1994 en líquidos, previamente a su vertimiento hacia el drenaje, en la frontera de la zona controlada de instalaciones en las que se manejen radionúclidos individuales en la forma de fuentes radiactivas abiertas, nunca deberá ser mayor al valor $1 \text{ E}+5 \text{ (Bq/m}^3\text{)}$, para el caso del ^{131}I . Este valor supone que un individuo del grupo crítico realiza su consumo anual de agua (0.73m^3) ingiriéndolo completamente de la propia salida de la instalación hacia el drenaje.
- 2.1.6 Las concentraciones en la frontera de la zona controlada de instalaciones en las que se manejen mezclas de radionúclidos, deben cumplir con la siguiente relación:

$$\sum C_i/L_i < 1$$

donde:

C_i es la concentración del i -ésimo radionúclido, y

L_i es el correspondiente valor límite para el mismo radionúclido.

- 2.1.7 En relación con los vertimientos hacia el drenaje, los totales vertidos en un año, nunca deberán exceder los siguientes valores:
 ^3H : 185 GBq
 ^{14}C : 37 GBq,
y para el resto de los radionúclidos combinados: 37 GBq.
- 2.1.8 En el caso del consumo de agua en cuerpos adyacentes, el valor límite de concentración es de $1 \text{ E}+4$, para el ^{131}I , y está calculado para cumplir con el artículo 38 del Reglamento General de Seguridad Radiológica, en el que se establece que cuando los individuos del público puedan estar expuestos durante periodos prolongados a un equivalente de dosis efectivo igual al límite anual o cercano a él, se deberán adoptar medidas con el fin de reducir su equivalente de dosis efectivo para toda la vida a un valor que corresponda a un promedio anual de 1 mSv. Esta magnitud suponen un consumo anual de 0.73 m^3 de agua ingeridos completamente del cuerpo de agua en cuestión por un individuo del grupo crítico, y contienen un factor de 2 por la heterogeneidad en las edades de dicho grupo del público.
- 2.1.9 Los límites se formulan de modo que se simplifique el sistema de vigilancia y control necesario para garantizar su cumplimiento.

3. JUSTIFICACIÓN Y DETERMINACIÓN DEL TERMINO FUENTE PARA EL DISEÑO DEL SACEL.

3.1. Definición de los radionúclidos vertidos al drenaje en servicios de Medicina Nuclear.

Se realizó una investigación de los radionúclidos utilizados en los servicios de medicina nuclear en México, con el objeto de identificar aquellos radionúclidos que son de mayor uso en el diagnóstico y tratamiento de enfermedades.

No se consideran los radionúclidos provenientes de ciclotrón.

La investigación se efectuó en función de los hospitales relevantes que utilizan radionúclidos que el ININ les suministra.

En la tabla I se indican los radionúclidos mas empleados en los servicios de medicina nuclear de un hospital típico y la cantidad máxima de material autorizada por proceso por el ININ para los diferentes hospitales.

Tabla I.
Radionúclidos empleados en hospitales relevantes que cuentan con el servicio de Medicina Nuclear en México

Radionúclido	Vida media	Actividad autorizada de proceso del ININ
^{131}I	8.05 d	0.37 TBq (10 Ci)
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6.04 h	37 GBq (1 Ci)
^{153}Sm	46.8 h	111 GBq (3 Ci)
^{201}Tl	74 h	92.5 GBq (2.5 Ci)
^{67}Ga	77.9 h	92.5 GBq (2.5 Ci)

3.2. Estimación de la cantidad empleada por aplicación y el número de aplicaciones por instalación.

Se realizo un estudio de los centros hospitalarios de la cantidad promedio de material que se emplea por diagnóstico y tratamiento de los diferentes nosocomios, así como la cantidad de servicios que se efectúan de forma anual.

En la Tabla II y III se indican los parámetros anteriores.

Tabla II.
Cantidades empleadas promedio en diagnostico "in vivo" en un hospital típico.

Radionúclido	Actividad /aplicación (MBq)	Número de aplicaciones al año	Actividad total anual Bq	Porcentaje de eliminación esperado al drenaje	Actividad (Bq) incorporada al drenaje/año
^{131}I	296	150	4.44 E+10	80	3.55 E+10
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	555	3500	1.94 E+12	30	58.2E+10
^{201}Tl	150	150	2.25E+10	4	9 E+8
^{67}Ga	300	100	3 E+10	70	2.1E+10

Tabla III.
Cantidades empleadas en tratamiento en hospitales relevantes y eliminadas al drenaje sin tratamiento al año.

Radionúclido	Actividad /aplicación (MBq)	Número de aplicaciones al año	Actividad total anual (Bq)	Porcentaje de eliminación al drenaje esperado	Actividad incorporada al drenaje al año (Bq)
¹³¹ I	5550	100	5.55 E+11	80	4.44E+11
¹³¹ I (a)	555	125	6.9 E+10	70	4.83E+10
¹⁵³ Sm	3330	15	4.99E+10	50	2.49E+10
Total					5.17E+11

(a) Tratamiento ambulatorio

En la tabla IV se indican las actividades descargadas al drenaje por radionúclido sin haber recibido algún tipo de tratamiento de una instalación típica con servicio de medicina nuclear.

Tabla IV.
Cantidades anuales de descarga al drenaje de evaluaciones diagnóstica y tratamientos.

Radionúclido	Actividad total anual (Bq) descargada al drenaje
¹³¹ I	5.278 E+11
^{99m} Tc	58.2E+10
²⁰¹ Tl	9 E+8
⁶⁷ Ga	2.1 E+10
¹⁵³ Sm	2.49E+10
TOTAL	1.157E+12

3.2.1. Congruencia con la norma NOM-006-NUCL-1994

Para fines de evaluación, se podría considerar la cantidad de actividad de diagnóstico y tratamiento, resultando una actividad total anual combinada de 1.157E+12 Bq, no cumpliéndose con el punto 2.1.7 del presente trabajo. Por otro lado, si se considerará solamente la cantidad por la vía de tratamiento para el ¹³¹I, resultaría en una actividad de descarga anual por hospital de 4.44E+11 Bq, no cumpliéndose también con el requisito del punto 2.1.7.

En la tabla V se indica las veces que superan el límite anual de actividad total por radionúclido y de manera combinada.

Tabla V. Número de veces que se supera el límite.

Radionúclido	Actividad total anual descargada al drenaje (Bq)	Número de veces que es superior al límite de $3.7E+10$ Bq de manera individual.	Número de veces que es superior al límite de $3.7 E+10$ Bq de manera combinada.
^{131}I	5.278 E+11	14.26	16.4
^{99m}Tc	58.2E+10	15.72	
^{201}Tl	9 E+8	-0.02	
^{67}Ga	2.1 E+10	-0.56	
^{153}Sm	2.49E+10	-0.67	

Para considerar el cumplimiento del punto 2.1.5 y 2.1.6, se realizó una evaluación suponiendo dos escenarios;

- i. La primera; suponiendo de manera conservadora la dilución diaria de la actividad por radionúclido que se descargaría al drenaje, para lo cual se requiere conocer el volumen necesario de dicha dilución y poder cumplir con el límite de descarga (ver tabla VI). Para esto se consideraron las siguientes expresiones:
 - Actividad diaria de descarga por radionúclido (ADD)= actividad total anual individual/ 365 días,
 - Volumen requerido diario = ADD/Concentración límite de descarga al drenaje por radionúclido (CLD)

Tabla VI.

Volumen requerido diario para alcanzar la concentración límite individual de descarga al drenaje de manera puntual.

Radionúclido	Actividad total anual descargada al drenaje (Bq)	ADD (Bq)	Concentración límite de descarga al drenaje (CLD) (Bq/m^3)	Volumen requerido diario (m^3) para cumplir con 2.1.6
^{131}I	5.278 E+11	1.446E+09	1E+05	1.44E+04
^{99m}Tc	58.2E+10	1.595E+09	4E+08	3.9E+01
^{201}Tl	9 E+8	2.466E+06	8E+07	3E-02
^{67}Ga	2.1 E+10	5.753E+07	4E+07	1.43E+00
^{153}Sm	2.49E+10	6.822E+07	8E+06	8.52E+00
Total				1.44E+04

De este resultado se interpreta que un hospital tendría que contar con un sistema de dilución de descarga de un volumen de alrededor de $14,400 \text{ m}^3$ diarios, situación que

no se realiza actualmente en los hospitales y donde no se controlan las descargas ni el decaimiento.

- ii. El segundo escenario de evaluación se realizó, considerando el tratamiento de un paciente a la semana con 5.55 GBq de ^{131}I , tres días de estancia en hospital con un volumen de descarga diaria de 50 litros de orina al drenaje, sin retención o tratamiento previo.

Se considera una eliminación del 80% de la actividad incorporada en el lapso de tres días, en un volumen de 150 litros, con lo cual se estimó la concentración diaria de descarga por día, como se muestra en la tabla VII.

La actividad remanente en el paciente después de tres días de estancia en el hospital puede corresponder con la norma NOM-013-NUCL-1995, [3] para poder dar de alta al paciente con una actividad corporal de hasta 30 mCi, o sea con una eliminación corporal del 80%.

Tabla VII.

Volumen requerido de descarga diaria al drenaje sin tratar, para alcanzar el límite normativo.

Actividad/aplicación (Bq)	Actividad eliminada (80%)	Concentración en volumen de tres días	Concentración de descarga diaria	Concentración límite de descarga al drenaje (CLD) (Bq/m^3)	Volumen requerido diario (m^3)
5.55GBq	4.44GBq	29.6 GBq/ m^3	9.86GBq/ m^3	1E+05	9.8E+04

De lo anteriormente expuesto podemos establecer las siguientes precisiones:

- El radionúclido de impacto es el ^{131}I en tratamiento médico.
- Los volúmenes requeridos para dilución del ^{131}I y poder cumplir con la concentración de vertimiento al drenaje (punto 2.1.5) en un hospital son, según el escenario de: 1E+04 a 9.8E+04 m^3 diarios. Situación inviable de implantar en un hospital.
- Se requiere necesariamente un sistema de control de los efluentes al drenaje en pacientes que reciben tratamiento por ^{131}I exclusivamente.

4. PROPUESTA DE SACEL

4.1. Aspectos radiológicos

4.1.1. Bases de diseño

Especificaciones para el SACEL

A = Una personas en tratamiento en hospital por sem. ó 4 por mes.

B = Actividad de yodo para tratamiento por sem : 6.475 E+09 Bq (175 mCi) ó 2.59 E+10 Bq/mes (700 mCi/mes).

C = Actividad límite de descarga por año: 3.7 E+10 Bq (1 Ci)

D = Cantidad de agua de descarga en WC por paciente al día: 50 litros

H = Días del paciente en hospital a la semana : 3

I = 4 semanas por mes.

J = Semanas por año : 52

V-S = Volumen semanal de colecta = 150 l

Volumen de diseño del SACEL= 3 m³.

Determinación del volumen del SACEL

- Para establecer el volumen del SACEL se consideró la cantidad semanal de efluente de un paciente durante 18 semanas y tomando conservadoramente una eliminación semanal del 90% de la actividad incorporada, se obtiene un volumen de 2.7 m³ y una concentración de **actividad remanente** de 4.7685E+09 Bq/m³ (en esas 18 semanas de colecta), mismos que se dejaron decaer otras 18 semanas mas, sin colecta. Obteniéndose una concentración de actividad final de eliminación al drenaje de 9.281E+04 Bq/m³ (después de 36 semanas de colecta y decaimiento), siendo inferior a lo establecido en la norma (1 E+05 Bq/m³) con lo cual puede ser eliminado de forma puntual al drenaje.
- Por otra parte si consideramos 52 semanas al año, se obtendrían prácticamente 3 descargas al año, arrojando una actividad anual de descarga de 7.267E+05 Bq, magnitud inferior a la norma de no arrojar mas de 3.7E+10 Bq, inclusive si se quiere considerar de forma combinada los otros radionúclidos como el ^{99m}Tc, ¹⁵³Sm, ⁶⁷Ga y ²⁰¹Tl.
- Se puede determinar la capacidad del SACEL si se requiere una actividad mayor por mes (o semana) o un número de tratamientos mayores por semana (o mes) y poder cumplir con la normativa.

4.1.2 Funciones y características del SACEL:

Datos del tratamiento:

- Actividad semanal de tratamiento: 6.47 GBq (175 mCi)
- Actividad límite de descarga por año = 37 GBq
- Cantidad de agua de descarga de orina por WC por paciente al día = 50 litros.
- Días de permanencia del paciente en el hospital a la semana = 3
- Porcentaje de recuperación de actividad en orina = 90.

Características del sistema

- Se consideran dos tanques de polímero con capacidad de 3 m³ cada uno.
- En cada tanque se tendrá una válvula controlada eléctricamente para la carga, la descarga y la agitación del efluente.
- Cada tanque contará con un medidor de nivel continuo y un monitor de radiación.
- El SACEL contará con un panel y la electrónica necesaria para el control del proceso y la cuantificación del material radiactivo.

Funcionamiento del SACEL

- En la figura 1 se indica el SACEL propuesto.
- El sistema recibe los efluentes líquidos por un período de 18 semanas en el tanque A, se cierra y comienza el periodo de decaimiento por otras 18 semanas mas.
- Al término del período de colecta del tanque A (18 semanas), se habilita el segundo tanque (Tanque B) para colección.
- Una vez que se cumpla el periodo de decaimiento del tanque A se procede a su liberación al drenaje, previa medición de la concentración de la actividad.
- Se procede a la limpieza del tanque A y queda listo para recibir los efluentes del tratamiento, cerrándose el tanque B y comenzado su periodo de decaimiento.
- Se emite reporte de liberación.

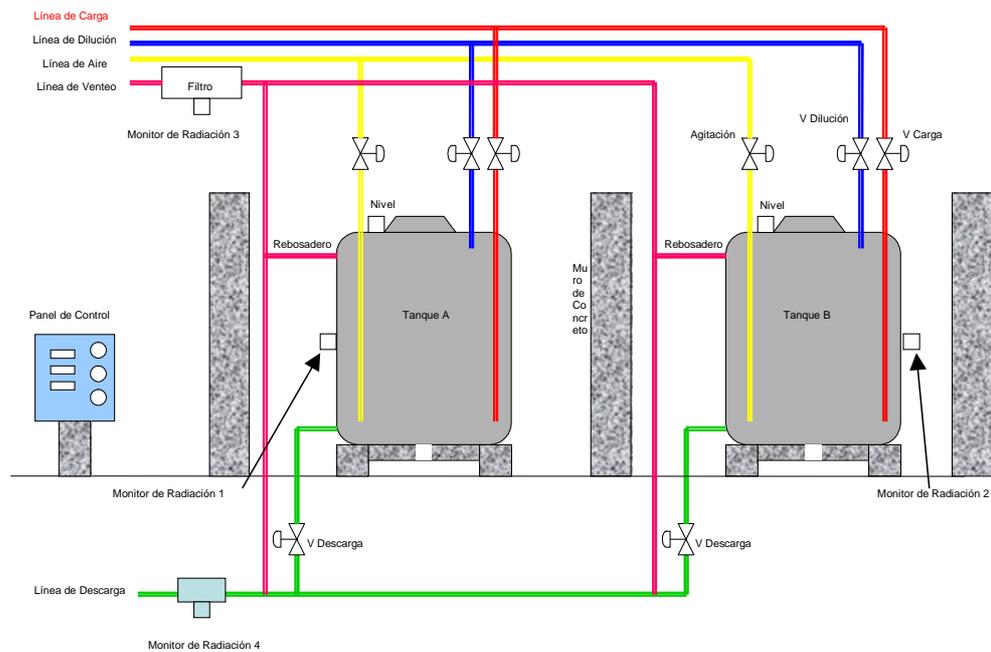


Figura 1. Diagrama esquemático del SACEL

Datos de salida del SACEL

- Actividad y concentración de descarga y fecha
- Actividad acumulada de descarga en el año.
- Actividad faltante para llegar al límite anual

- Fracción de la actividad descargada del año con respecto a la actividad límite anual
- Volumen de descarga y fecha

- Volumen acumulado del año.
- Volumen total de descarga anual.

5. CONCLUSIONES

- 5.1.** Dentro de los beneficios que se logran por adquirir este sistema (SACEL) es el llevar un control automatizado de los vertimientos al drenaje del material radiactivo de forma controlada.
- 5.2.** Llevar registros de las descargas para una posible auditoria por parte del organismo regulador.
- 5.3.** Esto significa dar cumplimiento con la normativa y el reglamento general de seguridad.
- 5.4.** No requerir de personal adicional registrado como personal ocupacionalmente expuesto (POE) para el control de las descargas o para la toma de las muestras y su evaluación y posterior vertimiento al drenaje.

REFERENCIAS

1. CNSNS, "NOM-06-NUCL-1994 Criterios para la aplicación de los límites anuales de incorporación para grupos críticos del público". D.O.F. 20-II-1996.
2. CNSNS "Reglamento general de seguridad", D.O.F. 22-XI-1988.
3. CNSNS "NOM-013-NUCL-1995 Requerimientos de seguridad radiológica para egresar a pacientes a quienes se les ha administrado material radiactivo". D.O.F. 11-I-1999.