

UNIVERSIDAD
NACIONAL
DE COLOMBIA

Guía técnica para el establecimiento de programas de gestión segura de desechos radiactivos en Colombia

Jackson Fernando Mosos Patiño

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ingeniería, Departamento de Ingeniería Química y Ambiental
Bogotá, Colombia
2018

Guía técnica para el establecimiento de programas de gestión segura de desechos radiactivos en Colombia

Jackson Fernando Mosos Patiño

Trabajo de profundización presentado como requisito parcial para optar al título de:
Magister en Ingeniería – Ingeniería Ambiental

Director:

MSc. Ing Óscar Javier Suárez Medina

Línea de Investigación:

Residuos sólidos, residuos peligrosos y suelos

Universidad Nacional de Colombia

Facultad de Ingeniería, Departamento de Ingeniería Química y Ambiental

Bogotá, Colombia

2018

A mi familia

Agradecimientos

Al Servicio Geológico Colombiano *SGC*, institución de ciencia y tecnología centenaria, líder en la investigación nuclear y *autoridad* nacional que controla las prácticas con material radiactivo en el país, por su apoyo para el desarrollo de este trabajo.

Resumen

En este trabajo se realiza un diagnóstico sobre la generación y existencia de desechos radiactivos en el país, identificando los radionúclidos relevantes y las actividades radiactivas, y considerando los parámetros más relevantes. A partir de dicho diagnóstico, se establecen las brechas entre la “situación actual” y el “deber ser” en las operaciones de gestión de desechos radiactivos en el país, que supone la implementación integral de la normativa. Posteriormente, se identifican las opciones operacionales disponibles, orientadas a facilitar la gestión segura de los desechos radiactivos, de una manera practicable y bajo cumplimiento de norma. Los resultados del estudio se utilizan para construir una guía técnica para los actores en la cadena de gestión de desechos radiactivos, orientada a la mejor aplicación de acciones de gestión de desechos radiactivos que cumplan con las normas nacionales y las recomendaciones internacionales.

Palabras clave: Desechos radiactivos, fuentes radiactivas en desuso, protección radiológica, vertidos radiactivos.

Abstract

In this work, a diagnosis is made about the generation and existence of radioactive waste in the country, identifying the relevant radionuclides, the radioactive activities and considering the most relevant parameters. Based on this diagnosis, the gaps between the "current situation" and the "ought be" are established in the radioactive waste management operations in the country, which implies the full implementation of the regulations. Subsequently, the available operational options aimed at facilitating the safe management of radioactive waste in a practicable manner, under standard compliance, are identified. The results of the study are used to build a technical guide for the actors in the radioactive waste management chain, oriented to the best application of radioactive waste management actions that comply with national standards and international recommendations.

Keywords: Radioactive waste, spent radioactive sources, radiological protection, radioactive discharges

Contenido

	Pág.
Resumen.....	IX
Lista de figuras.....	XIII
Lista de tablas.....	XV
Lista de símbolos y abreviaturas	XVII
Introducción	1
1. Contexto del uso de los materiales radiactivos en Colombia.....	5
1.1 Clasificación de las fuentes radiactivas.....	7
1.2 Uso de los materiales radiactivos en Colombia	8
2. Metodología	17
2.1 Fuentes de la información	17
2.2 Población y tamaño de muestra.....	19
2.3 Flujo metodológico	19
3. Gestión de desechos radiactivos en el país y recomendaciones internacionales	21
3.1 Clasificación de los desechos radiactivos	21
3.2 Generación y existencia de desechos radiactivos en Colombia	23
3.2.1 Desechos radiactivos del Grupo 2.....	28
3.2.2 Desechos radiactivos actuales de los Grupos 3, 4 y 5	29
3.3 Caracterización de la situación actual	30
3.4 Deber ser	33
3.4.1 Requisitos de seguridad para la gestión de desechos	34
3.4.2 Recomendaciones internacionales y prácticas establecidas en otros países.....	37
4. Brechas y escenarios	41
5. Resultados	45
6. Conclusiones	49
Anexo A: Glosario.....	51
Anexo B: Guía Técnica	55
a. Caracterización de desechos radiactivos.....	55
i. Caracterización en prácticas con <i>fuentes</i> abiertas	55
ii. Caracterización en prácticas con <i>fuentes</i> selladas	59

b.	Dispensa.....	61
iii.	Dispensa de cantidades moderadas de materiales radiactivos.....	61
iv.	Dispensa de vertidos en forma líquida.....	62
v.	Dispensa de emisiones gaseosas.....	63
c.	Asignación del Grupo de desechos.....	63
d.	Guía de gestión para desechos del Grupo 2.....	64
vi.	Diseño y aspectos locativos en gestión de desechos radiactivos del Grupo 2.....	64
vii.	Aspectos documentales para el Grupo 2.....	78
viii.	Aspectos gerenciales para el Grupo 2.....	79
e.	Guía para gestión de desechos de los Grupos 3 al 5.....	80
ix.	Diseño y aspectos locativos en gestión de desechos de los Grupos 3 al 5.....	80
x.	Aspectos documentales para los Grupos 3 al 5.....	83
xi.	Aspectos gerenciales para los Grupos 3 al 5.....	84
Bibliografía.....		87

Lista de figuras

	Pág.
Figura 1-1: Riesgos radiológicos y medios de protección.	7
Figura 2-1: Actividades y elementos que constituyen el estudio	20
Figura 3-1: Opciones generales de gestión de desechos radiactivos en Colombia	34
Figura B-1: Flujo de proceso de gestión de desechos, desarrollado por el generador	55
Figura B-2: Esquema de ocupación de una habitación del servicio de yodoterapia.....	66
Figura B-3: Esquema de un sistema de retención y decaimiento con 3 tanques.	67
Figura B-4: <i>Actividad</i> en un tanque durante el turno de llenado	68
Figura B-5: Comportamiento de la <i>actividad</i> de un tanque de decaimiento a través del tiempo	70
Figura B-6: Solución gráfica de la ecuación de diseño	72
Figura B-7: Esquema simplificado para diseño de blindajes.....	76
Figura B-8: Transmisiones para diversos emisores gamma, en función del espesor de plomo... 78	

Lista de tablas

	Pág.
Tabla 1-1: Clasificación de las <i>fuentes</i> radiactivas en función de la peligrosidad.....	8
Tabla 1-2: Inventario nacional de <i>fuentes</i> radiactivas en uso - corte 23 de agosto de 2017	9
Tabla 1-3: Inventario de <i>materiales radiactivos</i> en uso en el <i>SGC</i> - corte abril 2018	10
Tabla 2-1: Inventario nacional de instalaciones radiactivas - corte 23 de agosto de 2017	19
Tabla 3-1: Clasificación de los desechos radiactivos y opciones genéricas de gestión.	22
Tabla 3-2: Propuesta para la clasificación de desechos radiactivos según periodo y categoría.23	
Tabla 3-3: Desechos sólidos generados en medicina nuclear.....	24
Tabla 3-4: Desechos radiactivos generados por la operación, y previstos en el desmantelamiento del reactor nuclear de investigación IAN-R1.....	27
Tabla 3-5: Estimación de la generación de desechos del Grupo 2.	29
Tabla 3-6: Inventario de <i>fuentes</i> radiactivas declaradas en desuso, en poder de empresas - corte 23 de agosto de 2017.....	30
Tabla 3-7: Inventario de desechos radiactivos de la <i>ICGDR</i> – corte 22 de agosto de 2017	30
Tabla 3-8: Hallazgos en los procesos de evaluación e inspección incluidos en el estudio.....	31
Tabla 3-9: Hallazgos tipo relacionados con gestión de desechos radiactivos, identificados en los programas de protección radiológica y en las inspecciones	32
Tabla 3-10: Resumen de requisitos regulatorios establecidos en el reglamento para la <i>gestión de los desechos</i> radiactivos	35
Tabla 3-11: Resumen de requisitos regulatorios establecidos en el reglamento de protección y seguridad radiológica de Colombia.....	36
Tabla 3-12: Resumen de la recomendación “Requisitos de Seguridad para la gestión previa a la disposición final de desechos radiactivos”.....	39
Tabla 4-1: Matriz de brecha.....	42
Tabla 5-1: Estructura de la Guía Técnica	47
Tabla B-1: Fracciones típicas de la <i>actividad</i> administrada a pacientes que se convierten en desechos líquidos	56
Tabla B-2: Factores de conversión de <i>actividad</i> a tasa de <i>dosis</i> en superficie de un recipiente con 50 mL de contenido.....	57
Tabla B-3: Factores de conversión de tasa de <i>dosis</i> a 30 cm de un ítem a <i>actividad</i>	59
Tabla B-4: Factores de conversión de tasa de <i>dosis</i> a 1 m de un ítem a <i>actividad</i>	61
Tabla B-5: Propuesta para la clasificación de desechos radiactivos según periodo y categoría	64
Tabla B-6: Configuración de las válvulas del sistema tipo en los diferentes turnos	67
Tabla B-7: Datos de entrada para el desarrollo del método	71

Tabla B-8:	Relación entre Grupos de desechos, categorías de <i>fuentes</i> y Grupos de seguridad .	82
Tabla B-9:	Objetivos de desempeño de los sistemas de seguridad	82

Lista de símbolos y abreviaturas

Símbolos con letras latinas

Símbolo	Término	Unidad SI	Definición
<i>D</i>	<i>Dosis</i>	Sv	ver glosario
<i>A</i>	<i>Actividad</i> radiactiva	Bq	ver glosario
<i>T_{1/2}</i>	Periodo de <i>semidesintegración</i> radiactiva	s	ver glosario
<i>V</i>	Volumen del desecho	m ³	
<i>C</i>	Concentración de actividad	Bq/m ³	
<i>d</i>	Distancia entre <i>fuentes</i> y punto de interés	m	
<i>t</i>	Tiempo de exposición	s	

Abreviaturas

Abreviatura	Término
<i>PPR</i>	Programa de Protección Radiológica
<i>SIAR-XUE</i>	Sistema de Información de la <i>Autoridad</i> Reguladora Nuclear
<i>SGC</i>	Servicio Geológico Colombiano
<i>ICGDR</i>	Instalación Centralizada para Gestión de Desechos Radiactivos
<i>ADN</i>	Ácido desoxi-ribonucleico
<i>PET</i>	Tomografía por emisión de positrones
<i>GVHD</i>	Graft versus host disease (Enfermedad de injerto contra huésped)
<i>cat</i>	Categoría de la <i>fuentes</i> radiactiva
<i>Ingeominas</i>	Instituto Colombiano de Geología y Minería
<i>OIEA</i>	Organismo Internacional de Energía Atómica
<i>HDR</i>	Braquiterapia de alta tasa de dosis
<i>LDR</i>	Braquiterapia de baja tasa de dosis
<i>DR</i>	Desechos radiactivos
<i>FD</i>	Fuentes en desuso
<i>MND</i>	Mínimo nivel de detección

Introducción

Los *materiales radiactivos* son ampliamente usados en Colombia y en el mundo, y debido a los grandes beneficios que se pueden obtener de su aprovechamiento, se aplican principalmente en la industria, la medicina, la investigación y la docencia. Sin embargo, las radiaciones que estos materiales emiten son nocivas y, de no ser utilizados en forma correcta, pueden acarrear efectos adversos para la salud y el ambiente. Es por tal razón que las operaciones con *materiales radiactivos* se encuentran bajo control gubernamental y las instalaciones radiactivas deben estructurar programas de protección radiológica que estén acordes con la magnitud de los riesgos radiológicos inherentes al uso.

En las prácticas con material radiactivo, [1] y luego de haber sido aprovechados, existe una etapa de la gestión de estos materiales en donde se generan desechos, los cuales siguen representando un riesgo radiológico, y es en ese sentido que los responsables de la gestión segura deben implementar todas las acciones que garanticen que esta etapa se ejecuta en cumplimiento de estándares de seguridad y de requisitos reglamentarios que se establecen en virtud de los principios fundamentales de seguridad de las *fuentes* de radiación [2].

En Colombia, el Gobierno Nacional publicó en el 2009 una declaratoria de política para la gestión de desechos radiactivos [3], documento que sirvió como base para la emisión por parte del Ministerio de Minas y Energía del “Reglamento para gestión de desechos radiactivos en Colombia”, Resolución 18 0005 de 2010 [4], la cual constituye la base técnica para la toma de decisiones relacionadas con la gestión segura de desechos radiactivos generados por el uso de *materiales radiactivos*. Dicho reglamento tiene como objetivo principal establecer responsabilidades administrativas, legales y requisitos técnicos esenciales para todas las etapas de la gestión de desechos radiactivos en la República de Colombia, con el fin de garantizar la seguridad y protección del hombre y del medio ambiente presente y futuro

A pesar de estar instaurada una base normativa en el país, pasados cuatro años de la publicación del reglamento existen dificultades en el desarrollo de estrategias eficaces para su implementación.

Dentro de los aspectos con mayores dificultades, entre otros, se encuentran: el poco entendimiento de requisitos por parte de los generadores de desechos radiactivos a nivel nacional, la escasa oferta de consultores con competencia en este tema y por otra parte, la *autoridad* nuclear no ha establecido mecanismos eficaces para poner en marcha acciones regulatorias que faciliten la gestión segura de desechos históricos y actuales en el país.

La situación descrita permite plantear el problema de investigación alrededor de la construcción de herramientas aplicables a la realidad nacional, para llevar a cabo la gestión segura de los desechos radiactivos generados, de conformidad con la normativa específica en la materia. En las condiciones actuales del país, resulta de suma importancia poner a disposición de los diferentes actores en la cadena de gestión de desechos radiactivos, elementos de información, criterios y orientaciones técnicas para que, con un conocimiento suficiente de las características de los desechos radiactivos generados, se apliquen las acciones más convenientes, desde los puntos de vista de la seguridad y del uso de recursos.

Se plantean entonces las siguientes preguntas de investigación:

¿Cuáles son las mejores opciones técnicas para llevar a cabo la gestión segura de desechos radiactivos generados en Colombia, en función de la clasificación de los mismos?

¿Qué consideraciones técnicas deberían aplicar los generadores de desechos radiactivos para lograr la gestión segura y costo efectiva?

La columna vertebral que permitirá resolver las preguntas de investigación se constituye a partir de la evaluación crítica y la determinación de los elementos que deben estructurar los programas de gestión segura de desechos radiactivos en Colombia, como función de las características de los desechos generados y en cumplimiento de la reglamentación específica. En la medida en que los generadores de desechos cuenten con mejores elementos para estructurar dichos programas de gestión de una manera practicable, en cumplimiento de norma y utilizando los recursos que razonablemente deban ser destinados para tal fin, este trabajo tendrá un impacto en la protección del medio ambiente y en el hombre, ante los efectos nocivos que supone la realización de prácticas inadecuadas de gestión de desechos radiactivos.

Objetivo General

Construir una Guía Técnica para los diferentes actores en la cadena de gestión de desechos radiactivos para la mejor aplicación de acciones de gestión de desechos radiactivos que cumplan con la norma.

Objetivos Específicos

- Realizar un diagnóstico sobre la generación y existencia de desechos radiactivos en el país, identificando los radionúclidos relevantes y las actividades radiactivas, y considerando los parámetros más relevantes y relacionados con el objetivo general.
- Establecer las brechas entre la “situación actual” y el “deber ser” en las operaciones de gestión de desechos radiactivos en el país, que supone la implementación integral de la normativa.
- Identificar las opciones operacionales disponibles en el país y orientadas a facilitar la gestión segura de los desechos radiactivos de una manera practicable, bajo cumplimiento de norma.

Con los resultados y consideraciones obtenidos, se presenta la Guía, documento que es el producto final de este trabajo y constituye el Anexo B de este trabajo. Con el fin de facilitar el entendimiento de los pormenores técnicos de la temática tratada, los términos escritos en cursiva en el cuerpo del trabajo, corresponden con aquellos incluidos en el glosario.

1. Contexto del uso de los materiales radiactivos en Colombia

Los *materiales radiactivos* son aquellos cuyos núcleos atómicos no son estables y, en virtud de esta situación, liberan energía emitiendo radiaciones nucleares que pueden ser partículas o radiación electromagnética¹; estas radiaciones son ionizantes, pues tienen la capacidad de ionizar los átomos y moléculas con las cuales interactúan.

Las radiaciones nucleares más comunes producidas por el fenómeno de la radiactividad son las siguientes: partículas alfa, partículas beta y radiación gamma. En algunos casos, es posible la presencia de neutrones, como producto de la fisión espontánea de algunos núcleos inestables (ej: ^{252}Cf) o bien como producto de reacciones nucleares de partículas alfa con núcleos livianos (ej: $^{241}\text{Am-Be}$). Asociados a los procesos de interacción de las partículas alfa, beta, neutrones y radiación gamma, con la materia, se produce radiación X (cuyo origen es extra-nuclear), que igualmente es ionizante.

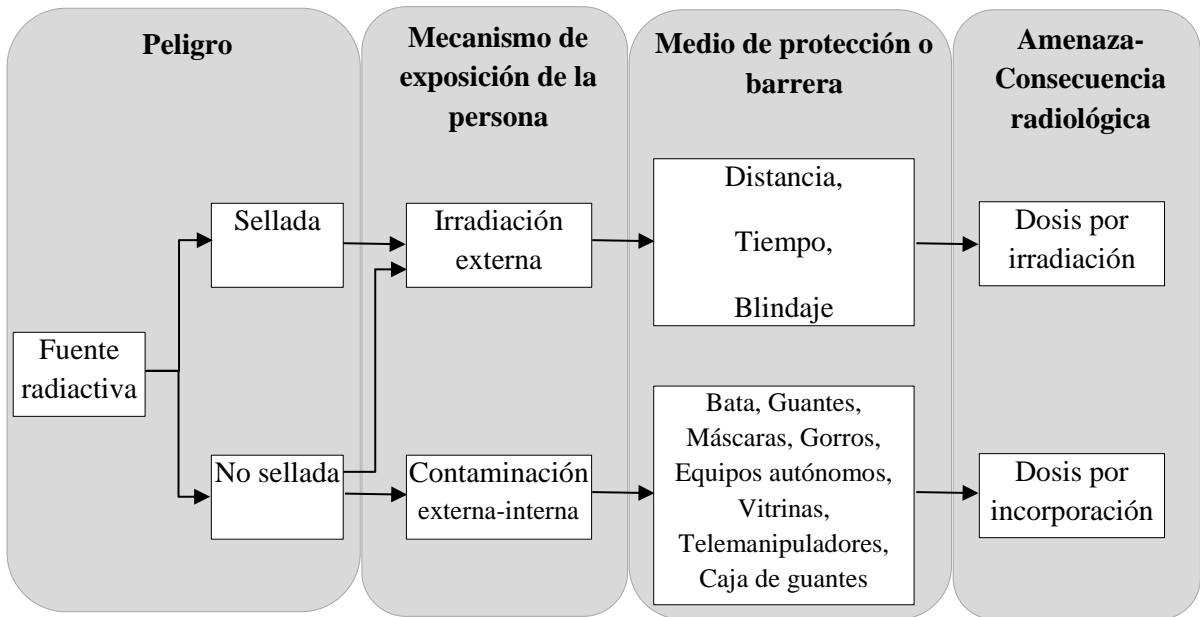
La propiedad ionizante de las radiaciones nucleares es la que le confiere la característica intrínseca de peligrosidad a los *materiales radiactivos*; es decir, la capacidad que tienen dichas radiaciones de ionizar la materia con la cual interactúan constituyen la amenaza. Los riesgos radiológicos para los seres vivos son fruto de la exposición de los organismos a las radiaciones que emiten los *materiales radiactivos*. El blanco principal de la radiación ionizante es el *ADN*, el cual puede ser dañado mediante procesos de ionización directa o indirecta. Una vez la información genética es alterada, la célula puede recuperarse, morir o mutar, y seguir siendo viable en procesos de multiplicación descontrolados. La muerte celular o las mutaciones derivan finalmente en los efectos biológicos

¹ Existe una definición con fines regulatorios en [22]

estocásticos y deterministas. Lo anterior implica que es necesario implementar medidas de protección contra la exposición a las radiaciones nocivas emitidas por los desechos radiactivos.

Los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes se presentan en función de las *dosis* de radiación recibida por un organismo vivo. En el caso de una exposición a altas *dosis*, que provoque la muerte de un número suficiente de células de un órgano o tejido, de tal forma que la funcionalidad del mismo se vea afectada, se presentan los denominados *efectos deterministas*; en el caso de exposiciones a *dosis* bajas, pueden presentarse *efectos estocásticos* (como el cáncer), cuya probabilidad aumenta al incrementar la *dosis* de radiación.

Los mecanismos de exposición del ser humano a las radiaciones ionizantes emitidas por las *fuentes* suelen ser de dos tipos: por irradiación externa y por contaminación (interna o externa). El primer caso se presenta cuando el material radiactivo está fuertemente confinado en una cápsula, evitándose la dispersión del mismo; a pesar de la cápsula, una fracción de las radiaciones ionizantes es capaz de atravesar el contenedor que confina el material radiactivo y los materiales interpuestos entre la *fente* radiactiva y las personas, entregando la energía en el organismo y causando una *dosis* por irradiación. Cuando el material radiactivo no se encuentra confinado, además de las dosis por irradiación externa, se presentan dosis por incorporación, ya que los *materiales radiactivos* pueden ser transportados desde la *fente* y entrar en contacto con la piel, e inclusive ser incorporados por inhalación o ingestión. La Figura 1-1 presenta la mecánica de los riesgos radiológicos, incluyendo los medios de protección o barreras usuales.

Figura 1-1: Riesgos radiológicos y medios de protección.

Fuente: Elaboración del autor

1.1 Clasificación de las fuentes radiactivas

Las *fuentes* radiactivas poseen potencial para causar daño a la salud humana; sin embargo, la magnitud del daño es diversa y depende básicamente de la cantidad de actividad y del radionúclido o radionúclidos presentes; es por tal razón que conviene establecer una clasificación de las *fuentes* radiactivas, en función de la peligrosidad. En Colombia, se adoptó en 2008 la categorización de *fuentes* radiactivas [5] recomendada internacionalmente, la cual proporciona una base técnica y armonizada para la toma de decisiones relacionadas con el riesgo radiológico. Igualmente, el sistema de categorización sirve de base para el establecimiento de medidas de control regulatorio, relacionadas con la *seguridad tecnológica* y física de las *fuentes* radiactivas, en actividades tales como:

- Desarrollo o perfeccionamiento de los estándares nacionales de *seguridad tecnológica*;
- Desarrollo o perfeccionamiento de la infraestructura reguladora nacional;
- Optimización de las decisiones acerca de las prioridades reguladoras;
- Optimización de las medidas de *seguridad física* para las *fuentes* radiactivas, incluyendo los usos malintencionados de las mismas;
- Planificación y respuesta a situaciones de emergencia radiológica y
- Desarrollo de estrategias nacionales para el mejoramiento del control de las *fuentes* de radiación;

En la Tabla 1-1 se presenta la categorización internacional de las *fuentes* radiactivas.

Tabla 1-1: Clasificación de las *fuentes* radiactivas en función de la peligrosidad.

Categoría	Denominación	Riesgo por cercanía al material	Riesgo por dispersión de material
1	Extremadamente peligrosas	Si no se maneja o protege con seguridad, podría causar lesiones permanentes a la persona que esté en contacto por pocos minutos. Probablemente fatal por estar junto a la fuente no blindada por minutos a una hora.	Si se dispersa, podría lesionar o poner en peligro la vida de personas en su proximidad. La superficie contaminada podría ser de un kilómetro cuadrado o mayor.
2	Muy peligrosas	Si no se maneja o protege con seguridad, podría causar lesiones permanentes a la persona que esté en contacto por minutos a horas. Probablemente fatal por estar junto a la fuente no blindada por horas a días.	Si se dispersa, podría (aunque es muy improbable) lesionar o poner en peligro la vida de personas en su proximidad. La superficie contaminada no sobrepasaría un kilómetro cuadrado.
3	Peligrosas	Si no se maneja o protege con seguridad, podría causar lesiones permanentes a la persona que esté en contacto por unas horas. Podría ser fatal (si bien es improbable) el estar junto a la fuente no blindada por días a semanas.	Si se dispersa, podría (aunque es sumamente improbable) lesionar o poner en peligro la vida de personas en su proximidad. La superficie contaminada no sobrepasaría una pequeña parte de un kilómetro cuadrado.
4	Improbable que sea peligrosa	Es muy improbable que lesione permanentemente a alguien. Si no se maneja o protege con seguridad, podría (aunque sería improbable) causar lesiones temporales a la persona que esté en contacto por muchas horas o que se hallase cerca a la fuente no blindada por muchas semanas.	Si se dispersa, no podría lesionar permanentemente a nadie.
5	Sumamente improbable que sea peligrosa	Nadie podría resultar lesionado permanentemente por esta fuente.	Si se dispersa, no podría lesionar permanentemente a nadie.

Fuente: Adaptado de: Guía de Seguridad RS-G-1.9 OIEA [6] y Res MME 180052 de 2008 [5]

1.2 Uso de los materiales radiactivos en Colombia

Las prácticas con *materiales radiactivos* están sujetas a control gubernamental [1], y es así como cualquier persona natural o jurídica que pretenda realizar actividades con estos materiales (incluida la gestión de desechos radiactivos) está sometida al licenciamiento e inspección de la *autoridad reguladora nuclear* [7].

Tabla 1-2: Inventario nacional de *fuentes* radiactivas en uso - corte 23 de agosto de 2017

Práctica	Tipo de fuentes	Radionucleido	Periodo de semidesintegración	Intervalo de actividad	Cantidad de fuentes por cada categoría					Total
					Cat 1	Cat 2	Cat 3	Cat 4	Cat 5	
Medicina nuclear	No selladas / Selladas	¹³¹ I	8,04 d*	100 GBq - 100 MBq			2	60	33	95
		⁶⁷ Ga	78,2 h	10 GBq - 100 MBq				2	72	74
		^{99m} Tc	6,05 h	1 TBq - 1 GBq			2	64	66	
		¹¹¹ In	2,81 d	1 GBq - 10 MBq				4	42	
		⁹⁹ Mo/ ^{99m} Tc	66,02 d	1 TBq - 10 GBq		1	2	22	25	
		⁶⁸ Ge, ⁹⁰ Y, ²⁰¹ Tl, ¹³⁷ Cs, ²²³ Ra, ⁸⁹ Sr, ⁵⁷ Co, ¹³³ Ba, ³² P, ¹⁸ F, ¹⁷⁷ Lu	30,17 a - 1,83 h	1 TBq - 1 MBq			1	43	197	241
		²² Na, ⁶⁸ Ga, ¹⁸⁸ Re, ¹¹ C, ⁶⁰ Co, ¹⁵³ Sm, ⁶⁸ Ge/ ⁶⁸ Ga, ⁹⁰ Sr, ¹⁸⁶ Re, ⁹⁹ Mo, ¹²⁵ I, ¹⁸⁸ W/ ¹⁸⁸ Re, ⁹⁹ Tc, ¹² I, ¹³ N								
Producción de radioisótopos	No selladas / Selladas	¹³⁷ Cs	30,17 a	10 MBq - 10 kBq					10	10
		¹³³ Ba	7,2 a	10 MBq - 10 kBq					5	5
		¹³¹ I	8,04 d	1 TBq - 10 GBq				4	4	
		⁵⁷ Co	270 d	100 MBq - 10 kBq				4	4	
		¹⁸ F	1,83 h	1 TBq		1	2			3
		²² Na, ⁶⁰ Co, ¹⁵² Eu, ¹⁰⁹ Cd, ⁵⁴ Mn, ^{99m} Tc, ⁵⁶ Co, ¹⁷⁷ Lu, ⁵⁷ Co, ¹⁸⁸ Re, ⁵⁸ Co, ¹¹ C, ⁵¹ Cr, ⁵⁴ Mn, ⁹⁹ Mo/ ^{99m} Tc, ¹³ N, ²²³ Ra, ⁶⁷ Ga, ⁸⁹ Sr, ⁶⁸ Ga, ⁹⁰ Y, ⁷ Be, ¹¹¹ In	13 a - 6,05 h	100 GBq - 1 kBq				8	22	30
Trazadores radiactivos	No selladas / Selladas	¹³¹ I	8,04 d	10 GBq					2	2
		¹²⁴ Sb	60,2 d	1 GBq					1	1
		⁴⁶ Sc	83,8 d	1 GBq					1	1
		¹⁹² Ir	74,2 d	10 GBq				1	1	
		¹³³ Ba	7,2 a	100 MBq					1	1
Braquiterapia	Selladas	¹⁹² Ir	74,2 d	1 TBq			25			25
		⁹⁰ Sr	28,8 a	100 MBq - 10 MBq					4	4
		¹³³ Ba	7,2 a	10 MBq					1	1
		⁵⁷ Co	270 d	100 MBq					1	1
		¹³⁷ Cs	30,17 a	10 MBq					1	1
Gammagrafía industrial	Selladas	¹⁹² Ir	74,2 d	10 TBq		70				70
		⁶³ Ni	92 a	10 GBq					2	2
		²⁴¹ Am	432 a	1 GBq				1	1	
		⁵⁷ Co	270 d	1 GBq					1	1
		⁶⁰ Co	5,272 a	1 TBq		1				1
Teletarapia	Selladas	⁶⁰ Co	5,272 a	1000 TBq - 1 TBq	7	393				400
		⁹⁰ Sr	28,8 a	10 MBq			2			2
Irradiación de materiales	Selladas	¹³⁷ Cs	30,17 a	10 TBq		1				1
Medidores nucleares fijos	Selladas	²⁴¹ Am	432 a	100 GBq - 1 MBq			3	87	1	91
		¹³⁷ Cs	30,17 a	100 GBq - 100 GBq			2	66	19	87
		⁸⁵ Kr	10,72 a	10 GBq - 1 GBq					69	69
		²⁵² Cf	2,645 a	1 GBq - 100 MBq				37		37
		⁶⁰ Co	5,272 a	10 GBq - 100 MBq				14	7	21
		¹⁴⁷ Pm, ⁹⁰ Sr, ⁶³ Ni, ³ H, ²⁴¹ Am, ^{Be} , ²⁴⁴ Cm	432 a - 2,62 a	100 GBq - 100 MBq				3	38	41
Medidores nucleares móviles	Selladas	²⁴¹ Am:Be	432 a	10 GBq - 1 GBq				162		162
		¹³⁷ Cs	30,17 a	1 GBq - 100 MBq					158	158
		²⁴¹ Am	432 a	10 GBq - 1 GBq				67		67
Perfilaje de pozos	Selladas	¹³⁷ Cs	30,17 a	100 GBq - 1 kBq			3	111	240	354
		²⁴¹ Am:Be	432 a	1 TBq - 1 MBq		2	69	47	1	119
		²³² Th	1,4E+10 a	100 GBq - 1 kBq				1	102	103
		⁶⁰ Co	5,272 a	100 kBq					69	69
		³ H	12,31 a	100 GBq - 100 MBq					26	26
		²⁴¹ Am, Th -U, ¹³³ Ba, ²²⁶ Ra, ²² Na, ²⁵² Cf, ⁴⁰ K, ²²⁸ Th, ⁵⁷ Co	432 a - 270 d	100 GBq - 1 kBq			1	11	77	89
Investigación	No selladas / Selladas	⁵⁷ Co	270 d	10 GBq - 10 kBq					11	11
		¹³⁷ Cs	30,17 a	10 MBq - 10 kBq					8	8
		⁶³ Ni	92 a	1 GBq					6	6
		²⁴¹ Am	432 a	10 GBq - 10 kBq				1	5	6
		²² Na	2,602 a	1 MBq - 10 kBq					5	5
		²⁵² Cf, ²⁴¹ Am:Be, ⁵⁴ Mn, ⁶⁰ Co, ¹⁰⁹ Cd, ⁹⁰ Sr, ⁶⁵ Zn, ¹³³ Ba, ¹¹³ Sn, ¹⁵² Eu	432 a - 115 d	10 GBq - 1 kBq				2	18	20
Total general					7	469	114	818	1260	2668

Fuente: Procesado por el autor a partir de SIAR-XUE, *: d= días, h= horas, a= años. (No incluidas las *fuentes* del SGC)

A agosto de 2017, existen registradas 2668 *fuentes* radiactivas en uso en el país, en poder de usuarios diferentes al *SGC*; adicionalmente, con corte a abril de 2018 existen 98 *fuentes* radiactivas en uso bajo responsabilidad del *SGC*, y las mismas serán declaradas como desechos radiactivos al final de su vida útil. En la Tabla 1-2 se resume el registro nacional de *materiales radiactivos* existentes en las instalaciones radiactivas del país con excepción de las *fuentes* que manipula el *SGC*, las cuales se relacionan en la Tabla 1-3. Para la correcta interpretación de la Tabla 1-2 es importante aclarar que cada *fente* sellada es considerada como una unidad asociada a la cápsula que la confina, mientras para el caso de *fuentes* no selladas una *fente* se toma como la cantidad de actividad de un radionucleido que una *instalación* maneja en un intervalo de tiempo de acuerdo con los registros de autorizaciones del *SIAR-XUE*.

Tabla 1-3: Inventario de *materiales radiactivos* en uso en el *SGC*- corte abril 2018

Instalación	Tipo de fuentes	Radionucleido	Actividad total [MBq]	Cantidad de fuentes por cada categoría					Total
				Cat 1	Cat 2	Cat 3	Cat 4	Cat 5	
Planta de Irradiación Gamma	Selladas	⁶⁰ Co	1,92E+09	26					26
		⁹⁰ Sr	2,96E-02					1	1
Laboratorio Secundario de Calibración	Selladas	¹³⁷ Cs	728000			3			3
		⁹⁰ Sr	530					4	4
Reactor Nuclear de Investigación	Selladas	²²⁶ Ra/ ²²⁸ Ra	2,87E-02/7,94E-02					1	
Activación neutrónica	No selladas /	Productos de activación	~350					60	60
	Selladas	¹³⁷ Cs	4,84E-02					3	3
		²⁴¹ Am	1,40E-02					1	1
Total general				26	0	3	0	70	98

Fuente: *Licencias y registros de operación expedidos por el Ministerio de Minas y Energía de Colombia*

A continuación, se presenta una breve descripción de las prácticas con material radiactivo más comunes que existen en Colombia.

Medicina Nuclear: Es el uso de radionucleidos en la medicina, para el diagnóstico, la estadificación de la enfermedad, la terapia y el seguimiento de la respuesta de un proceso de la enfermedad [8]. En esta *práctica*, se usan *fuentes* no selladas, las cuales se aplican a pacientes isótopos como son ^{99m}Tc, ¹³¹I, ¹²⁵I, ¹⁸F y ⁶⁷Ga; y en menor proporción ²²³Ra, ¹⁷⁷Lu, ⁶⁸Ga, ³²P, ⁸⁹Sr, ¹¹¹In, ²⁰¹Tl. Los periodos de

semi-desintegración de los radionucleidos varían entre decenas de minutos hasta algunos días y las actividades son del orden de megabequerelios [MBq] (milicurios [mCi]) [8].

Producción de radioisótopos: Esta *práctica* consiste en el uso de aceleradores de partículas, los cuales pueden utilizarse para la producción de radionucleidos. El dominante para la producción de mismos es actualmente el ciclotrón que fue inventado por Lawrence a principios de los años treinta. Los ciclotrones se instalaron por primera vez en los hospitales en la década de 1960, pero durante las últimas dos décadas los ciclotrones pequeños instalados en hospitales, que producen protones de 10-20 MeV, se han vuelto bastante comunes, especialmente con el aumento del *PET* [8].

Trazadores radiactivos: Esta *práctica* consiste en la utilización de sustancias con propiedades atómicas o nucleares, físicas, químicas o biológicas que pueden ayudar a identificar, observar o seguir el comportamiento de diversos procesos físicos, químicos o biológicos. Los trazadores radiactivos son utilizados para diagnosticar flujos y tiempos de residencia en represas, acuíferos [9] y reactores industriales, por ejemplo, midiendo el caudal de líquidos, gases y sólidos.

Braquiterapia (terapia a corta distancia): Es un término que se utiliza para describir la aplicación intersticial o intracavitaria de *fuentes* radiactivas, colocándolas directamente en el tumor (mama, próstata), en moldes (piel, recto) o en aplicadores especiales (vagina, cuello uterino). Las aplicaciones de braquiterapia son de dos variedades ligeramente diferentes. Éstas se denominan generalmente braquiterapia HDR y braquiterapia LDR. Las *fuentes* HDR, y algunas *fuentes* LDR, pueden estar en forma de un cable largo conectado a un dispositivo.

Los dispositivos de carga posterior pueden ser pesados, debido al blindaje de las *fuentes* cuando no están en uso. El dispositivo puede estar sobre ruedas, para el transporte dentro de una *instalación*. El dispositivo de carga posterior remoto también puede contener componentes eléctricos y electrónicos para su funcionamiento. Cuando se utilizan estos dispositivos, los catéteres se insertan primero en el cuerpo y las *fuentes*, unidas a los cables, se introducen a continuación por control remoto. Históricamente, el ^{226}Ra se utilizó para braquiterapia y las *fuentes* se encapsularon en agujas o tubos de platino de unos pocos mm de ancho y hasta 5 cm de longitud. Actualmente, la braquiterapia se realiza en general con ^{192}Ir , pero también se utilizan ^{60}Co y ^{137}Cs . Las fuentes se fabrican en diferentes tamaños y formas, incluyendo alambres o cintas [10].

Cuando no se usan, las *fuentes* de braquiterapia se almacenan normalmente en cajas fuertes o recipientes con blindaje de plomo, pero ha habido casos en que las *fuentes* se mantuvieron indebidamente cargadas en los aplicadores de los carros de transporte. Del mismo modo, las *fuentes*, pasadas su vida útil, se han dejado en cajas fuertes o contenedores de transporte. Si el cable de un cargador remoto se rompe, las *fuentes* pueden desprenderse. La falta de reconocimiento de estos problemas puede plantear riesgos significativos [10].

Gammagrafía industrial: La radiografía de rayos gamma es una de varias tecnologías utilizadas en la industria, para fines de evaluación de la seguridad y control de calidad. En particular, es ampliamente utilizada en las industrias químicas, petroquímicas y de construcción para la inspección radiográfica de tuberías, calderas y estructuras, donde las consecuencias económicas y de seguridad del fallo pueden ser graves.

Proyectores de rayos gamma contienen una sola *fente* conectada a un cable flexible, que puede ser expuesto cerca del objeto que se está investigando. Una película radiográfica se adjunta detrás del objeto, y los rayos gamma penetrantes exponen la película. Las variaciones en la densidad del elemento radiografiado se muestran en la imagen de la película [10].

La mayoría de los equipos de radiografía industrial consisten en un contenedor, que puede contener uranio empobrecido como material de protección, y una o más *fuentes* selladas. En la actualidad, las *fuentes* más usadas en Colombia para radiografía industrial son las que contienen ^{192}Ir o ^{60}Co , o ^{75}Se . Las *fuentes* son usualmente doblemente encapsuladas en acero inoxidable, y contienen una o más pastillas de material activo en forma de metal. La *fente* se mantiene en un conjunto flexible, a veces llamado cable porta-*fente*. Los aparatos portátiles de radiografía industrial son generalmente de pequeño tamaño, aunque son relativamente pesados debido al blindaje [10].

Los contenedores de *fuentes* portátiles portan varias decenas de kilogramos de material protector, como uranio empobrecido, plomo o tungsteno, que pueden ser percibidos como potencialmente valiosos. También es relevante el hecho de que la naturaleza portátil de la mayoría de los equipos permite su uso casi en cualquier lugar. A menudo, esto se hace en lugares remotos o en condiciones extremas de trabajo. Esta situación, unida a una supervisión limitada o inexistente, proporciona la posibilidad de que se pierdan o se roben contenedores enteros con sus *fuentes*. Pueden terminar en la industria del reciclaje de metales o permanecer en el dominio público. Los niveles de actividad

para la radiografía industrial son suficientes para producir efectos letales. Quizás la amenaza más significativa proviene de la pérdida de la *fuentes* no blindada. El gran número de personas, el entorno de trabajo, el nivel de actividad y la movilidad de la mayoría de las *fuentes* de radiografía industrial las convierten en objetivos principales para la adquisición deliberada con fines malévolos [10].

Teleterapia: Las máquinas de teleterapia se utilizan comúnmente en instituciones médicas, como hospitales o clínicas. La radioterapia utiliza radiación ionizante dirigida a un organismo humano o animal para tratar muchas enfermedades graves, sobre todo el cáncer. Se pueden utilizar *fuentes* de radionucleidos de alta actividad para crear rayos de radiación ionizante clínica en forma de rayos gamma de alta energía, en máquinas de teleterapia utilizadas para radioterapia de haz externo. Sólo cuatro radionucleidos conocidos poseen características que los hacen candidatos para el uso en radioterapia de haz externo: ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{152}Eu y ^{226}Ra . ^{152}Eu no se ha desarrollado aún para uso clínico, y el uso de ^{137}Cs y ^{226}Ra fue interrumpido por razones prácticas y de seguridad. El cobalto-60 se utiliza actualmente en dispositivos de radioterapia de haz externo, que se encuentran principalmente en países en desarrollo. La *fuentes* radiactiva, que es de tamaño relativamente pequeño, está situada de forma segura en el alojamiento blindado pesado en el extremo del brazo giratorio. El haz de radiación de la *fuentes* se expone cuando se abre un *obturador* durante el uso. Como los equipos con fuentes de ^{137}Cs fueron reemplazados por ^{60}Co , se hizo necesario renovar las *fuentes* a intervalos regulares, usualmente cada cinco a siete años, debido a la relativamente corta vida media de ^{60}Co . Por lo tanto, se diseñó un equipo de teleterapia para permitir que la *fuentes* fuera retirada de la cabeza y transferida a contenedores de transporte apantallados in situ [10].

Irradiación de materiales: La planta de esterilización gamma, o "irradiador panorámico" es un edificio blindado en el que una gran cantidad de *fuentes* de ^{60}Co (en el intervalo de 0,2 a 600 PBq) se alojan en una matriz. El producto que requiere la esterilización gamma se coloca en el área protegida y se expone a las *fuentes* durante el periodo requerido para administrar la *dosis* gamma necesaria para matar las bacterias. Las aplicaciones incluyen la esterilización de artículos médicos, preservación de productos alimenticios y reticulación de polímeros para mejorar sus propiedades [10].

Cuando se expone la *fuentes*, la tasa de *dosis* dentro del recinto de irradiación es muy alta y se puede recibir una *dosis* letal en cuestión de minutos. Por lo tanto, la *instalación* tiene características de seguridad basadas en los principios de redundancia, diversidad e interdependencia de los sistemas de seguridad [10].

Dentro de los irradiadores también existe la *práctica* con un equipo auto-blindado (o autónomo), o irradiador de sangre / tejido. Aunque es de menor tamaño, contiene una *fuentes* de alta actividad de ^{137}Cs . Estos dispositivos se utilizan para el tratamiento de la sangre y consisten en una cámara blindada con una cavidad en la que se carga una muestra de sangre en una bolsa de aproximadamente 2 litros de capacidad. Los hospitales y los bancos de sangre irradian productos sanguíneos para prevenir la enfermedad de injerto contra huésped asociada a la transfusión (*GVHD*).

Calibración: Los sistemas de calibración instalados actualmente en el país utilizan *fuentes* radiactivas de ^{137}Cs de hasta 740 GBq (20 Ci) para producir campos de radiación de intensidad conocida, para la calibración de equipos y dosímetros de monitoreo de radiación, por lo que el equipo y los dosímetros pueden ser evaluados para un funcionamiento preciso. Se requiere una *fuentes* de actividad medida para calibrar los instrumentos y los dosímetros a los estándares aceptados [10].

Medidores nucleares fijos: Para medir el nivel, el grosor, la densidad, el contenido de humedad o la presencia de un material específico durante la extracción, la fabricación o el procesamiento de los mismos, sin entrar en contacto con el propio material, se utilizan medidores radiactivos fijos. Dependiendo de la aplicación específica, los medidores industriales pueden contener cantidades relativamente pequeñas de material radiactivo, o pueden contener *fuentes* con actividades que se aproximan a 1 TBq. Las *fuentes* de mayor actividad (~ 100 GBq) ^{137}Cs , ^{60}Co y ^{252}Cf , se usan en medición de nivel, bandas transportadoras, dragas, altos hornos u hornos rotatorios [10].

Medidores nucleares móviles: Estos dispositivos utilizan dos tipos de *fuentes* de radiación juntas: una *fuentes* de ^{137}Cs de alta energía gamma de aproximadamente 40 MBq (1 mCi), y una *fuentes* de neutrones de $^{241}\text{Am-Be}$ de aproximadamente 2 GBq (55 mCi). Los dispositivos son portátiles y se utilizan normalmente para medir la densidad y el contenido de humedad del suelo y los materiales de construcción. La densidad se determina midiendo la cantidad de radiación retro-dispersada de la *fuentes* gamma, y el contenido de humedad se deriva de la medición gamma y una medida de la cantidad de radiación neutrónica retro-dispersada. Las *fuentes* son de tamaño pequeño, típicamente de unos pocos mm de largo y unos pocos cm de diámetro, y situadas completamente dentro del dispositivo o en el extremo de un conjunto barra-asa. Los dispositivos de soporte de *fuentes* generalmente consisten en una caja de acero pesada, con la *fuentes* cargada en el centro, y blindaje de neutrones, que puede ser polietileno o algún otro tipo de material con alto contenido de hidrógeno.

Los calibradores se usan con frecuencia en la construcción de carreteras, para asegurar que se consiga la compactación apropiada para los materiales de cimentación [10].

Perfilaje de pozos: Esta *práctica* consiste en la medición de las propiedades de los estratos geológicos, a través de un pozo que ha sido o está siendo perforado. Un registro de pozos es el rastreo de los datos obtenidos por una herramienta sensora trazada frente a la profundidad del pozo. Su aplicación más común es la industria del petróleo y gas, que busca zonas recuperables de hidrocarburos. Es común el uso de una combinación de *fuentes* de neutrones y gamma para la determinación de la densidad, porosidad, humedad y contenido de hidrocarburos de estructuras geológicas. Las *fuentes* de neutrones más utilizadas son $^{241}\text{Am-Be}$ de hasta 800 GBq (22Ci), pero también se usan *fuentes* de $^{239}\text{Pu-Be}$ y $^{226}\text{Ra-Be}$. Las *fuentes* gamma más utilizadas son de ^{137}Cs con actividades de hasta 100 GBq (2,7Ci). Hay *fuentes* más pequeñas, que a menudo contienen ^{226}Ra y todavía están en uso para los propósitos de la referencia [10].

La naturaleza de la *práctica* que utiliza estas *fuentes* requiere que se puedan retirar fácilmente de sus alojamientos para introducirlos en un pozo; si no estuvieran sujetas a un control adecuado, puede ser relativamente sencillo que la *fente* sea removida y dejada en un estado peligroso [10].

Gestión centralizada de desechos radiactivos: Esta *práctica* consiste en la gestión segura centralizada realizada por el *Servicio Geológico Colombiano*, donde se manejan principalmente *fuentes* selladas en desuso, provenientes de las demás prácticas generadoras de las mismas en todo el país. Esencialmente se gestionan desechos de los Grupos 3 y 4, y actualmente se almacenan desechos conforme lo muestra la Tabla 3-7.

Investigación: Las prácticas de investigación en el país usan gran variedad de radionucleidos, por lo general se trata de pequeñas cantidades de actividad haciendo que se clasifique en las categorías de peligrosidad 4 y 5. Se utilizan tanto *fuentes* selladas como no selladas. Existe un reactor nuclear de investigación, cuyo núcleo se compone de uranio. Este material nuclear está fuera del alcance de este trabajo. No obstante, dicha *instalación* posee algunas *fuentes* radiactivas selladas, asociadas a su operación, y de igual manera es un generador de desechos radiactivos, como se presenta en el numeral 3.2.

2. Metodología

La metodología es presentada en tres secciones: en primera instancia, se describe la manera cómo se tiene acceso y se utiliza la información disponible, seguida por la descripción de la población y el tamaño de muestra. Al final del Capítulo, se presenta el flujo metodológico, donde se explica cómo las diferentes etapas del trabajo se inter-relacionan para al final permitir la obtención del producto esperado.

2.1 Fuentes de la información

Para abordar el estudio, se partió de un análisis de la generación y existencia de desechos radiactivos en el país, considerando la clasificación establecida por norma, las propiedades físicas, la peligrosidad de los mismos, las actividades actuales de gestión de desechos radiactivos desarrolladas por los generadores, las prácticas y dificultades. Esta aproximación sirvió para establecer la brecha entre la “situación actual” y el “deber ser”, que supone la implementación integral de la normativa.

La fuente de información principal para la elaboración del diagnóstico de la situación actual fue el *Sistema de Información de la Autoridad Reguladora Nuclear SIAR-XUE*, el cual mantiene un registro actualizado y cuenta con registros históricos desde la década de los años 90 de las instalaciones radiactivas del país (ver Tabla 2-1), del material radiactivo manejado en cada una de ellas (ver Tabla 1-2), de las actividades asociadas al aprovechamiento de estos materiales, de las personas ocupacionalmente expuestas a las radiaciones emitidas por las *fuentes* radiactivas, así como del historial de autorizaciones e inspecciones de control realizadas por el *Servicio Geológico Colombiano, SGC* (antes *Ingeominas*), en desarrollo de las funciones de *autoridad* nuclear. Una fuente de información complementaria es la existente en el sistema de información de la *Instalación Centralizada para Gestión de Desechos Radiactivos ICGDR*, ya que esta *instalación* radiactiva mantiene en almacenamiento seguro un número importante de unidades de desechos radiactivos (ver Tabla 3-7), que son diversas tanto en radionucleidos como en actividad radiactiva. Los dos sistemas de información descritos constituyeron el insumo para generar el diagnóstico de la existencia de

desechos radiactivos, y de allí aplicar los lineamientos establecidos en la norma para la clasificación de los desechos generados.

La caracterización y evaluación de las actividades actuales de gestión de desechos radiactivos desarrolladas por los generadores se efectuaron a partir del análisis sistemático de los hallazgos derivados de las inspecciones regulatorias y evaluaciones de los programas de protección radiológica, *PPR*, realizadas por el *SGC*. En los reportes de inspección y evaluaciones de *PPR* existe información valiosa relacionada con la forma como en el pasado y actualmente los generadores de desechos radiactivos del país han afrontado la situación de gestión de los mismos. La evaluación incluyó la parametrización de las variables clave usadas en el análisis estadístico de la información, identificando las dificultades actuales, las tendencias de las empresas de optar por ciertas soluciones, u otras.

El marco de referencia técnico que permitió la comparación con la situación actual del país es el conjunto de elementos normativos en el país (ver Tabla 3-10 y Tabla 3-11), recomendaciones internacionales (ver Tabla 3-12) y las prácticas establecidas en otros países con un grado de desarrollo reconocido en la temática de gestión de desechos radiactivos. De la evaluación de estos elementos de referencia se definió un conjunto de parámetros coherente con la parametrización adoptada en el estudio de la situación actual, así se estableció claramente la brecha entre la realidad y el deber ser de la gestión segura de desechos radiactivos.

El análisis de brecha que se presenta en el Capítulo 5 brinda los insumos para construir la guía dirigida a los actores en la cadena de gestión de desechos radiactivos. Es en función de dichas brechas que se formularon las opciones operacionales disponibles para los generadores de desechos que pueden facilitar la gestión segura de los desechos radiactivos de una manera practicable, bajo cumplimiento de norma y utilizando los recursos que razonablemente deban ser destinados para tal fin. El análisis mencionado incluyó un análisis integral de los posibles escenarios, contemplando, en cada caso, los recursos involucrados, supuestos, aspectos de protección radiológica y las actividades para implementación. Los resultados de la anterior evaluación de escenarios fue la información de entrada para la elaboración de la Guía construida en este trabajo. El documento de Guía que es el producto final, corresponde al Anexo 2 del trabajo.

2.2 Población y tamaño de muestra

El estudio incluyó las instalaciones radiactivas del registro nacional de usuarios de material radiactivo, las cuales fueron objeto de autorización para operaciones con material radiactivo y/o fueron inspeccionadas por la *autoridad* nuclear (SGC), en el intervalo comprendido entre febrero de 2015 y diciembre de 2017. Fueron un total de 183 procesos de licenciamiento o inspecciones. La muestra representa un 42% del inventario nacional de instalaciones radiactivas, que es una fracción representativa del universo en operación y facilita la obtención de resultados fiables. La Tabla 2-1 presenta el resumen del inventario nacional de instalaciones radiactivas.

Tabla 2-1: Inventario nacional de instalaciones radiactivas - corte 23 de agosto de 2017

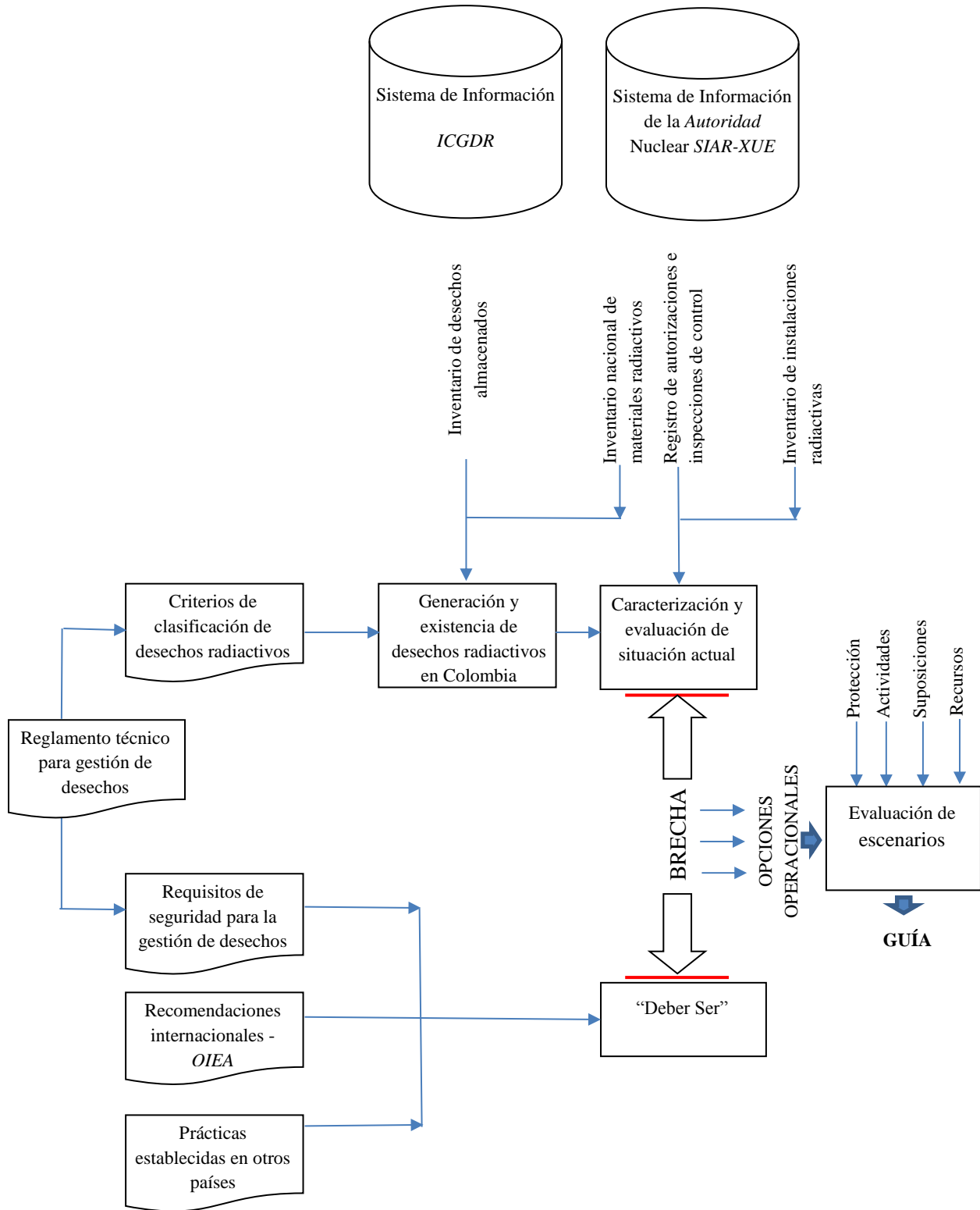
Práctica	Total
Medidores nucleares fijos	101
Medicina nuclear	98
Medidores nucleares móviles	61
Gammagrafía industrial	33
Otras prácticas	33
Perfilaje de pozos	28
Braquiterapia	26
Investigación	28
Teleterapia	21
Producción de radioisótopos	3
Trazadores radiactivos	3
Irradiación de materiales	2
Gestión centralizada de desechos	1
Calibración	1
Total general	439

Fuente: SIAR-XUE

2.3 Flujo metodológico

La Figura 2-1 presenta la secuencia de actividades y elementos que constituyen el estudio; es una representación en flujograma, en donde se pueden observar la entradas (insumos), productos intermedios y producto final “Guía”, que en conjunto constituyeron la ejecución del proyecto.

Figura 2-1: Actividades y elementos que constituyen el estudio



Fuente: Elaboración del autor

3. Gestión de desechos radiactivos en el país y recomendaciones internacionales

3.1 Clasificación de los desechos radiactivos

Existe diversidad en las características de los desechos radiactivos generados en Colombia, y su clasificación se basa en las opciones para la gestión segura [11]. Los principales parámetros utilizados para la clasificación son la actividad radiactiva (o concentración de actividad radiactiva) y los periodos de semi-desintegración de los radionucleidos constitutivos; la generación de calor de los desechos radiactivos es otro parámetro que eventualmente se podría tener en cuenta; sin embargo, en Colombia no se prevé la generación de desechos radiactivos con capacidad de producir una cantidad de calor significativa, ya que los planes energéticos nacionales a largo plazo no contemplan la construcción de centrales nucleares y con ello no se daría la generación de desechos nucleares que son generadores de calor [12].

La gestión segura de los desechos radiactivos generados es parte de los requisitos a cumplir para obtener autorización gubernamental para cualquier actividad con *materiales radiactivos* [7]; en este orden de ideas, resulta necesario cumplir satisfactoriamente el “Reglamento para gestión de desechos radiactivos” [4], por parte de los generadores. En primera instancia, la normativa colombiana establece de una forma genérica las opciones de gestión para cada Grupo, de acuerdo con la Tabla 3-1.

Tabla 3-1: Clasificación de los desechos radiactivos y opciones genéricas de gestión.

Grupo	Clase	Descripción	Opción de gestión
1	Exentos	Radionucleidos que satisfacen el criterio de dispensa	Dispensa
2	De muy corta vida	Radionucleidos de muy corto periodo de semidesintegración con concentraciones de actividad por encima del criterio de dispensa	Almacenamiento por periodo corto (hasta años)
3	De nivel muy bajo	Radionucleidos que no satisfacen el criterio de dispensa, radionucleidos de corto periodo de semidesintegración con altos niveles de actividad y radionucleidos de largo periodo de semidesintegración con niveles de actividad relativamente bajos.	Almacenamiento confinado y aislado (disposición cercana a superficie)
4	De nivel bajo	Radionucleidos que no satisfacen el criterio de dispensa, cantidades limitadas de radiactividad de larga vida. radionucleidos de corto periodo de semidesintegración con altos niveles de actividad y radionucleidos de largo periodo de semidesintegración con niveles de actividad relativamente bajos.	Almacenamiento robusto confinado y aislado ~cientos de años (disposición cercana a superficie)
5	De nivel intermedio	Contienen radionucleidos de periodos de semidesintegración largos, en particular emisores alfa en concentraciones superiores al grupo 4.	Almacenamiento con contención y aislamiento de la biósfera (disposición en profundidad ~ 10 - 100m)
6	De nivel alto	Contienen grandes concentraciones de radionucleidos de periodos de semidesintegración cortos y largos, pueden generar calor de forma significativa	Almacenamiento robusto con contención y aislamiento de la biósfera (disposición en profundidad > 100m)

Fuente: Adaptado de: Res MME 180005 de 2010 [4]

Teniendo en cuenta que la clasificación de los desechos radiactivos establecidos por norma en Colombia no establece intervalos de actividad o de periodo de semi-desintegración para los diferentes Grupos, a los fines de este trabajo el autor procedió a adoptar ciertos intervalos que faciliten el desarrollo del mismo. La Tabla 3-2 presenta la propuesta para interpretar la clasificación regulatoria.

Tabla 3-2: Propuesta para la clasificación de desechos radiactivos según periodo y categoría.

Grupo	Clase	Intervalo de periodo	Categoría de las fuentes
1	Exentos	No aplica	No aplica
2	De muy corta vida	< 100 días	Cualquiera
3	De nivel muy bajo	entre 100 días y 6 años	4 y 5
		> 6 años	5
4	De nivel bajo	entre 100 días y 6 años	1, 2 y 3
		> 6 años	3 y 4
5	De nivel intermedio	> 6 años	1 y 2
6	De nivel alto	No aplica	No aplica

Fuente: Propuesta del autor

3.2 Generación y existencia de desechos radiactivos en Colombia

De acuerdo con las características particulares de cada una de las *prácticas* presentadas en la Tabla 1-2, se producen desechos radiactivos de las diferentes clases establecidas en la regulación colombiana (ver Tabla 3-1). A continuación, se presenta una breve descripción de la generación típica de desechos radiactivos que se da por el desarrollo de las *prácticas* más comunes en Colombia.

Generación en medicina nuclear: En esta *práctica* se producen principalmente desechos radiactivos del Grupo 2 (de muy corta vida) ya que los radionucleidos usados tienen periodo de semi-desintegración menor a 50 días. Son desechos que provienen esencialmente de la manipulación de *fuentes* no selladas en las diferentes etapas de la *práctica*, en donde los materiales y elementos usados se contaminan con una fracción de los radionucleidos aplicados a los pacientes, tal como se detalla en la Tabla 3-3. En esta práctica es necesario tener consideraciones especiales con otras propiedades peligrosas de los desechos, que pueden implicar riesgos patógeno-infecciosos y químicos [13].

Tabla 3-3: Desechos sólidos generados en medicina nuclear.

Etapa de la práctica	Desechos generados
Preparación de la actividad	Viales, jeringas y agujas, vial de elución
Control de calidad Inyección	Jeringa y aguja, papel de filtro
Inyección al paciente Administración oral cápsula o líquida	Jeringa y aguja, papel de filtro, algodón, vasos, contenedor cápsula
Otras actividades	Guantes, papel absorbente, jeringas con dosis no usadas, bandejas, generadores

Fuente: adaptado de [14].

En el uso terapéutico de radionucleidos en donde el paciente es hospitalizado por varios días, suelen generarse ropas de cama y elementos de la habitación y baño con contaminación radiactiva, y los mismos son desechos radiactivos; sin embargo, aunque son sometidos a las operaciones de gestión, al igual que los elementos señalados en la Tabla 3-3, por la naturaleza recuperable de los primeros, éstos vuelven a ser puestos en servicio tras la *dispensa*.

Las instalaciones de medicina nuclear generan desechos líquidos provenientes de las excreciones de los pacientes, ya sea con fines de terapia o diagnóstico, una vez se le ha administrado el material radiactivo al paciente, esta persona se constituye en una fuente que libera radionucleidos por orina, heces, sudor y, eventualmente, vómito. De acuerdo con el diseño de la *instalación*, las excreciones radiactivas pueden hacer parte de los vertidos al alcantarillado público o bien, pueden ser recolectadas para ser gestionadas en forma similar a los desechos sólidos.

Generación en producción de radioisótopos: los ciclotrones actualmente instalados en Colombia son capaces de producir radionucleidos con periodos de *semidesintegración* del orden de algunos minutos, como el ^{18}F ; lo anterior hace que los desechos generados sean del Grupo 2 (de muy corta vida). Su aparición sucede de forma ordinaria en las actividades de radiofarmacia, y los elementos y materiales contaminados son semejantes a los descritos en la Tabla 3-3.

La operación del ciclotrón induce actividad significativa en algunos componentes del mismo, en particular en los elementos denominados blancos. La activación del material del blanco es causada por la interacción de los protones acelerados o neutrones secundarios producidos en el mismo [15].

Algunos de los radionucleidos que aparecen por la activación de los componentes de un ciclotrón típico para producción de ^{18}F son de periodo de *semidesintegración* menor a 50 días; sin embargo, también se producen algunos como ^{54}Mn y ^{57}Co [15], cuyos periodos son mayores a 50 días, lo que hace que dichos componentes se clasifiquen como desechos del Grupo 3 (de nivel muy bajo).

Generación en trazadores radiactivos: En esta *práctica* se generan principalmente desechos radiactivos del Grupo 2 (de muy corta vida) ya que, por lo general los radionucleidos usados tienen periodo de semi-desintegración menor a 50 días. Se producen desechos esencialmente por la manipulación de *fuentes* no selladas en las diferentes etapas de la *práctica*, en donde los materiales y elementos usados se contaminan con una fracción de los radionucleidos aplicados como trazador.

Generación en braquiterapia: Actualmente se usan en el país principalmente ^{192}Ir y ^{60}Co para esta *práctica*. Cuando la fuente gastada de ^{192}Ir es declarada como desecho radiactivo, la actividad suele ser de algunas decenas de GBq, lo que clasifica la fuente como categoría 3; en el caso del ^{60}Co , que tiene un periodo de *semidesintegración* de más de 5 años, se espera que la fuente radiactiva no llegue a un nivel de actividad como para considerarla gastada y, más bien, se da que por causas técnicas asociadas al equipo de braquiterapia la fuente entre en desuso y, entonces, se declare como desecho. Siguiendo la propuesta de la Tabla 3-2, se obtiene que en esta *práctica* para ^{192}Ir se clasifica como desecho del Grupo 3 (de muy corta vida), y en el caso de ^{60}Co se clasifica como desecho del Grupo 4 (de nivel bajo).

Generación en gammagrafía industrial: Actualmente se usa en el país principalmente ^{192}Ir , ^{75}Se y ^{60}Co para esta *práctica*. Cuando la fuente de ^{192}Ir o ^{75}Se gastada es declarada como desecho radiactivo, la actividad suele ser de algunas decenas de GBq, lo que clasifica la fuente como categoría 3; en el caso del ^{60}Co , que tiene un periodo de *semidesintegración* de más de 5 años, se espera que la fuente radiactiva no llegue a un nivel de actividad como para considerarla gastada y, más bien, se espera que por causas técnicas asociadas al equipo de radiografía la fuente entre en desuso y, entonces, se declare como desecho. Siguiendo la propuesta de la Tabla 3-2, se obtiene que en esta *práctica* para ^{192}Ir y ^{75}Se se clasifica como desecho del Grupo 3 (de nivel muy bajo), y ^{60}Co se clasifica como desecho del Grupo 4 (de nivel bajo).

Generación en teleterapia: En Colombia, se usan para esta *práctica* *fuentes* selladas de ^{60}Co de alta actividad (categoría 1). Los equipos de teleterapia con *fuentes* radiactivas se diseñan para hacer recambio de las *fuentes* de ^{60}Co , con la periodicidad que la técnica lo exija, para que los efectos

clínicos de la terapia sean los esperados. La declaratoria del desecho radiactivo sucede cuando el explotador decide no operar más el equipo. Por las características del desecho y de acuerdo con la propuesta de la Tabla 3-2, éste se clasifica como desecho del Grupo 4 (de nivel bajo).

Generación en irradiación de materiales: En Colombia, se usan para esta *práctica fuentes* selladas de ^{60}Co y de ^{137}Cs de alta actividad (categoría 1). En el caso del ^{60}Co , la planta de irradiación está diseñada para hacer recarga y/o recambio de las *fuentes* de ^{60}Co con la periodicidad que la técnica lo exija, para que los efectos de la irradiación de materiales con altas *dosis* sean los esperados. La declaratoria del desecho radiactivo sucede cuando el explotador decide no operar más el irradiador. Por las características del desecho, y de acuerdo con la propuesta de la Tabla 3-2, éste se clasifica como desecho del Grupo 4 (de nivel bajo). Para el caso de Cs-137, y considerando el periodo de *semidesintegración* de este radionucleido de más de 30 años, es muy probable que la fuente entre en desuso por obsolescencia del irradiador y aunque no se haya gastado significativamente, sea declarada como desecho. Su clasificación de acuerdo con la propuesta de la Tabla 3-2 es como desecho del Grupo 5 (de nivel intermedio).

Generación en calibración: El laboratorio de calibración dosimétrica de Colombia tiene como fuente sellada principal una de ^{137}Cs , de categoría 3. Considerando el periodo de *semidesintegración* del ^{137}Cs de más de 30 años, es muy probable que la fuente entre en desuso por obsolescencia del irradiador y, aunque no se haya gastado significativamente, sea declarada como desecho. Su clasificación, de acuerdo con la propuesta de la Tabla 3-2, es como desecho del Grupo 4 (de nivel bajo).

Generación en medidores nucleares fijos: La gran mayoría de las *fuentes* radiactivas usadas en esta *práctica* se clasifican como categoría 4, una reducida proporción se clasifica como categoría 5, y una muy reducida parte llega a ser categoría 3. De otro lado, los radionucleidos usados se distribuyen tanto en periodos de *semidesintegración* cortos (< 6 años) como en periodos de *semidesintegración* largos (> 6 años). Por lo anterior, la generación del desecho mediante la declaratoria de la fuente en desuso puede darse por obsolescencia del equipo que la contiene o bien porque dicha fuente está gastada. Su clasificación, de acuerdo con la propuesta de la Tabla 3-2, se distribuye entre los Grupos 3 (de nivel muy bajo) y 4 (de nivel bajo).

Generación en medidores nucleares móviles: La generación de desechos radiactivos en esta *práctica* es semejante a la que se da en los medidores nucleares fijos, con la diferencia que, por lo general, las aplicaciones móviles usan *fuentes* menos activas, ya que la naturaleza misma de la *práctica* hace que el peso del blindaje sea limitante para permitir un equipo móvil.

Generación en perfilaje de pozos: Las *fuentes* radiactivas de uso más frecuente son de ^{137}Cs y $^{41}\text{Am-Be}$. Considerando los periodos de *semidesintegración* de estos radionucleidos de más de 30 años y más de 400 años, respectivamente, es muy probable que la fuentes entren en desuso por obsolescencia de los equipos asociados y, aunque no se haya gastado significativamente, sea declarada como desecho. Las categorías típicas de las *fuentes* son 3 y 4, haciendo que su clasificación, de acuerdo con la propuesta de la Tabla 3-2, sea como desechos del Grupo 4 (de nivel bajo).

Generación en investigación: Las prácticas de investigación en el país generan principalmente desechos del Grupo 2 y del Grupo 3, y por lo general son elementos contaminados con radionucleidos de periodo muy corto o bien *fuentes* selladas o no selladas con muy pequeñas cantidades de radionucleidos de periodos de *semidesintegración* mayor. Un caso especial es el reactor nuclear de investigación, IAN-R1, que, como producto de su operación, puede generar diversidad de desechos radiactivos, como lo presenta la Tabla 3-4. De la misma manera, se incluye la información respecto a la generación de desechos prevista en la etapa de desmantelamiento del reactor nuclear.

Tabla 3-4: Desechos radiactivos generados por la operación, y previstos en el desmantelamiento del reactor nuclear de investigación IAN-R1.

Estado	Descripción	Volumen generado	Frecuencia de generación	Radionucleidos	Actividad o concentración de actividad	T $\frac{1}{2}$ (años o días)	Grupo
Operación Normal	Resina de intercambio iónico de la piscina del reactor y decaimiento + Filtros	155 litros	3 años	^{60}Co	10,3 Bq/g	5,26 a	3
				^{54}Mn	10,2 Bq/g	312 d	
				^{152}Eu	0,7 Bq/g	13 a	
				^{58}Co	11,7 Bq/g	71 d	
				^{51}Cr	47,2 Bq/g	27 d	
	Elementos de protección personal	5 litros	3 años	^{60}Co	Cerca a niveles de dispensa	5,26 a	1 ó 3
				^{54}Mn		312 d	
				^{152}Eu		13 a	
				^{58}Co		71 d	
				^{51}Cr	27 d		
Desmantelamiento	Núcleo gastado	200 litros	1 vez	Principalmente productos de fisión	561 Ci (20.76 TBq) después de 1 año de apagado	hasta años	5
	Vasija del Reactor	500 litros	1 vez	^{60}Co	A determinar en el momento del desmantelamiento	5.27 años	3

Estado	Descripción	Volumen generado	Frecuencia de generación	Radionucleidos	Actividad o concentración de actividad	T ½ (años o días)	Grupo
Desmantelamiento	Grafito de los reflectores	200 litros	1 vez	⁵⁴ Mn	A determinar en el momento del desmantelamiento	Hasta 5.27 años	3
				⁶⁰ Co	A determinar en el momento del desmantelamiento		
	Fuente de ²³⁹ Pu-Be	<< 1 litro	1 vez	²³⁹ Pu	5Ci	24110 años	4
	Cámara de fisión	<5 litros	1 vez	²³⁵ U	100000 Bq	millones de años	3
	Gradilla del núcleo y otros componentes de aluminio cercanos al núcleo	200 litros	1 vez	A determinar en el momento del desmantelamiento			1 ó 3
	Piezas almacenadas en la piscina de decaimiento	250 litros	1 vez	A determinar en el momento del desmantelamiento			1 ó 3
	Fuentes de chequeo	<< 1 litro	1 vez	²²⁶ Ra	>10000Bq	1600a	3

Fuente: Sistema de documentación reactor nuclear IAN-RI instructivo IN-TNU-MRN-022 [16]

3.2.1 Desechos radiactivos del Grupo 2

La generación y existencia de los desechos radiactivos de este Grupo son proporcionales a la cantidad de radionucleidos usada en forma rutinaria por las instalaciones asociadas a las prácticas de medicina nuclear y de producción de radioisótopos. Es importante señalar que la participación de las prácticas de trazadores y de investigación como generadores de desechos en el país es insignificante, comparada con las prácticas de medicina nuclear y producción de radioisótopos (ver Tabla 1-2). Dicho lo anterior, para estimar las cantidades de desechos generadas se puede hacer una aproximación, tomando la generación como un porcentaje de las cantidades usadas. Considerando la operación rutinaria de la *práctica*, es esperable que los desechos radiactivos sólidos generados sean una pequeña porción de la cantidad aplicada a los pacientes, ya que se trata de las cantidades remanentes en la instrumentación usada para preparar y manipular el material radiactivo en solución, o pequeñas cantidades que eventualmente generen contaminación en superficies, cuya actividad es transferida a los elementos de descontaminación. Por otra parte, los desechos líquidos están principalmente representados por las cantidades excretadas por los pacientes en el tiempo que tarde la metabolización de las moléculas que contienen radionucleidos; las cuales pueden llegar a ser una fracción significativa de la cantidad aplicada a los pacientes, que depende de varios factores. Dentro de los radionucleidos más usados, los tratamientos con ¹³¹I generan porcentajes de excreción de radionucleido cercanos al 90% de la actividad administrada [17], y en el grupo de radionucleidos usados para diagnóstico, las fracciones típicas de excreción son de 70% para ⁶⁷Ga y 30% para ¹¹¹In

y ^{99m}Tc [18]. La Tabla 3-5 presenta la estimación de generación de desechos del Grupo 2 calculado de esta manera.

Tabla 3-5: Estimación de la generación de desechos del Grupo 2.

Radionucleido	Actividad usada por semana en todas las instalaciones [GBq]	Instalaciones que usan el radionucleido	Fracción vertida	Actividad total vertida por semana [GBq]
^{131}I	706,7	95	90%	636,0
^{67}Ga	31,3	74	70%	21,9
^{111}In	11,5	46	30%	3,5
^{99m}Tc	6963,4	91	30%	2089,0

Fuente: SIAR-XUE

3.2.2 Desechos radiactivos actuales de los Grupos 3, 4 y 5

Para procesar la información de forma conveniente, este trabajo presenta la información disponible de los desechos de los Grupos 3, 4 y 5, de acuerdo con la ubicación en que se encuentren: se muestran en primer lugar las que están en poder de instalaciones radiactivas y, posteriormente, las que están almacenadas en forma centralizada en la ICGDR.

La Tabla 3-6 muestra las *fuentes* selladas en poder de instalaciones radiactivas, que han sido declaradas como *fuentes* en desuso y hacen parte de los Grupos 3, 4 y 5, con corte a agosto de 2017. Es importante tener presente que no están incluidas aquí las *fuentes* radiactivas que se encuentran en uso actualmente; sin embargo, las mismas potencialmente serán declaradas en desuso en el futuro, ya sea por el decaimiento radiactivo, por obsolescencia tecnológica, o por otras razones.

Como se ha mencionado, el SGC es responsable por la gestión segura centralizada de desechos radiactivos de los Grupos 3, 4 y 5, allí se gestionan *fuentes* selladas en desuso, provenientes de las demás prácticas generadoras de las mismas en todo el país. Actualmente, se almacenan desechos, conforme lo muestra la Tabla 3-7.

Tabla 3-6: Inventario de *fuentes* radiactivas declaradas en desuso, en poder de empresas - corte 23 de agosto de 2017

Práctica	Total
Perfilaje de pozos	79
Medidores nucleares fijos	33
Gammagrafía industrial	23
Braquiterapia	22
Teleterapia	16
Medidores nucleares móviles	16
Medicina nuclear	9
Investigación	3
Tenencia de fuentes en desuso	3
Total general	204

Fuente: *SIAR-XUE***Tabla 3-7:** Inventario de desechos radiactivos de la *ICGDR* – corte 22 de agosto de 2017

Radionucleido	Cantidad	Actividad total (Bq)	Actividad promedio (Bq)
²⁴¹ Am	47	2,5E+10	5,3E+08
²⁴¹ Am-Be	2	1,1E+11	5,3E+10
²⁵² Cf	1	1,1E+07	1,1E+07
²⁴⁴ Cm	1	9,3E+09	9,3E+09
⁵⁶ Co	1	2,5E+06	2,5E+06
⁵⁷ Co	2	1,3E+06	6,7E+05
⁶⁰ Co	59	6,1E+14	1,0E+13
¹³⁴ Cs	2	3,8E+03	1,9E+03
¹³⁷ Cs	162	1,1E+13	6,8E+10
³ H	3	2,9E+09	9,7E+08
⁸⁵ Kr	3	1,1E+10	3,6E+09
⁵⁴ Mn	4	3,1E+08	7,7E+07
²³⁸ Pu	3	1,7E+09	5,7E+08
²²⁶ Ra	21	9,5E+10	4,5E+09
⁹⁰ Sr	80	7,0E+09	8,8E+07
²³² Th	6	7,8E+07	1,3E+07
U _{empobrecido}	56	2,8E+10	5,1E+08
U _{natural}	47	1,2E+07	2,5E+05
Otras	34	3,7E+05	1,1E+04
Total	534	6,2E+14	

Fuente: Sistema de información *ICGDR*

3.3 Caracterización de la situación actual

En este acápite, se presentan la caracterización y evaluación de las actividades actuales de gestión de desechos radiactivos, desarrolladas por los generadores, las cuales se efectuaron a partir del

análisis sistemático de los hallazgos derivados de las inspecciones regulatorias y evaluaciones de los programas de protección radiológica *PPR*, realizadas por el *SGC*.

El procesamiento de la información contenida en el sistema de información de la *autoridad* nuclear, *SIAR-XUE*, se hizo mediante la búsqueda e identificación de los hallazgos relacionados con las actividades de gestión de desechos radiactivos, en los dictámenes producidos por la evaluación técnica de los programas de protección radiológica, así como en los informes de inspección realizados por la *autoridad* nuclear, en desarrollo de las funciones de licenciamiento e inspección de instalaciones radiactivas en el país.

A continuación, en la Tabla 3-8 se presenta el resumen, discriminado por *práctica*, de los hallazgos derivados de los procesos de evaluación y de inspección regulatoria que se incluyeron en el estudio. Para que los resultados se aproximasen a la caracterización de la situación actual, se tomó como ventana de observación el intervalo entre febrero de 2015 y diciembre de 2017. Cada hallazgo surge cuando se evidencia una desviación sobre uno de los requisitos especificados en la normativa, que se resumen en la Tabla 3-10 y la Tabla 3-11.

Tabla 3-8: Hallazgos en los procesos de evaluación e inspección incluidos en el estudio

Práctica	Símbolo	Total
Medicina nuclear	<i>MN</i>	186
Braquiterapia y Teletterapia	<i>RT</i>	58
Gammagrafía industrial	<i>GI</i>	29
Medidores nucleares fijos	<i>MF</i>	28
Medidores nucleares móviles	<i>MM</i>	26
Perfilaje de pozos	<i>PP</i>	15
Trazadores	<i>TR</i>	9
Irradiadores de sangre	<i>IS</i>	2
Total general		353

Fuente: elaboración propia, a partir del procesamiento de la información de *SIAR-XUE*

A partir del procesamiento detallado de la información de evaluaciones e inspecciones, se identificaron tendencias en los hallazgos, y para facilitar la interpretación se hizo necesario establecer una parametrización de los mismos, de acuerdo con lo presentado en la Tabla 3-9. Como se puede observar, se parametrizaron un total de 50 tipos de hallazgos relacionados con la gestión de desechos radiactivos, y la Tabla 3-9 se organizó de tal manera que los más frecuentes se ubican en la parte superior de la Tabla, la cual, adicionalmente se encuentra discriminada por *práctica*.

Tabla 3-9: Hallazgos tipo relacionados con gestión de desechos radiactivos, identificados en los programas de protección radiológica y en las inspecciones

id	Descripción del hallazgo	Práctica								Total
		MN	RT	GI	MF	MM	PP	TR	IS	
h1	No se informa sobre las áreas destinadas a gestión de DR	11	6	1	1	2	1	1		23
h19	Inconsistencias en procedimientos de gestión de DR	12	4	1		1				18
h20	No se demuestra capacidad de áreas para gestión de DR	13		1		1		2		17
h9	No se incluye programa de vigilancia radiológica de los DR	2	5	2	4	3				16
h8	No se contempla el inventario de <i>fuentes</i> en desuso	3	5	3	1	2				14
h15	No hay evidencia que soporte la reexportación de <i>fuentes</i> en desuso	3	1	1	3	1	4		1	14
h13	Inconsistencias en definición de áreas para gestión de DR	6	2		2	2	1			13
h34	No se describen las áreas para gestión de DR	12						1		13
h21	No se informa sobre el sistema de gestión de vertidos	12								12
h29	No se presentan procedimientos de gestión de FD	2	5	2	2	1				12
h14	No se establecen criterios para la declaratoria de <i>fuentes</i> en desuso		3	3	2	1	2			11
h16	Inconsistencias en aplicación de criterios para declaratoria en desuso		2	3	2	3			1	11
h31	No se describe el flujo de los DR dentro de la <i>instalación</i>	10	1							11
h25	Información incompleta sobre el sistema de gestión de vertidos	10								10
h27	No se describe el sitio para almacenamiento de FD	3	3	1	2	1				10
h33	No se estima el volumen de DR a generar	10								10
h10	No se describe el control de accesos a las áreas de DR	1	4	1	1	2				9
h23	Inconsistencias en cálculos de blindajes	7					1	1		9
h26	No se incluye procedimiento para reexportación de FD	2	2	2	2	1				9
h36	No se describen los contenedores de DR	8	1							9
h37	No se describen las situaciones operativas relacionadas con DR	9								9
h30	No se describe la preparación y transporte de las FD	1	4		2	1				8
h11	No se describe la preparación y transporte de los DR		3	2		2				7
h7	No se presentan procedimientos de gestión de DR	2	1	1		1		1		6
h22	No se incluye sistema de registros relacionados a la gestión de DR	6								6
h32	No se describe la segregación de los DR dentro de la <i>instalación</i>	5						1		6

id	Descripción del hallazgo	Práctica								Total
		MN	RT	GI	MF	MM	PP	TR	IS	
h12	Inconsistencias en formatos de gestión de DR	1	1	3						5
h39	No se describen las medidas de <i>seguridad física</i> relacionadas con DR	5								5
h2	No se demuestra infraestructura para la segregación	3					1			4
h3	No se informa sobre procedimientos para vertimientos	3					1			4
h18	No se incluyen formatos de gestión de DR	2		1	1					4
h35	Inconsistencias en el diseño de la infraestructura de DR	4								4
h43	No se incluyen formatos de control de FD	1	1		1	1				4
h44	Inconsistencias en la aplicación de la <i>dispensa</i>	2	1					1		4
h4	Inconsistencias en cálculos para vertimientos	2					1			3
h45	Inconsistencias en los procedimientos de gestión de FD	1	1				1			3
h6	No se informa sobre la caracterización de DR	1					1			2
h17	No se contempla la generación de desechos por una emergencia	1		1						2
h28	No se presentan procedimientos de desmonte de FD		1		1					2
h42	No se informa sobre el sistema de medición de vertidos	2								2
h47	No se realiza evaluación de impacto por vertidos	2								2
h48	No se informa sobre la <i>dispensa</i> de DR	2								2
h50	No se informa sobre procedimiento de transporte de DR				1			1		2
h5	No se incluye la información mínima para gestión de DR						1			1
h24	Inconsistencias en plan de emergencias radiológicas		1							1
h38	Inconsistencias en la segregación de los DR	1								1
h40	No se presenta procedimiento de etiquetado de contenedores	1								1
h46	No hay cálculos de blindajes del sistema de vertidos	1								1
h49	No se informa sobre puntos de monitoreo radiológico de DR	1								1
h41	No hay programa de vigilancia y control de integridad de contenedores									0

Fuente: elaboración propia a partir del procesamiento de SIAR-XUE

3.4 Deber ser

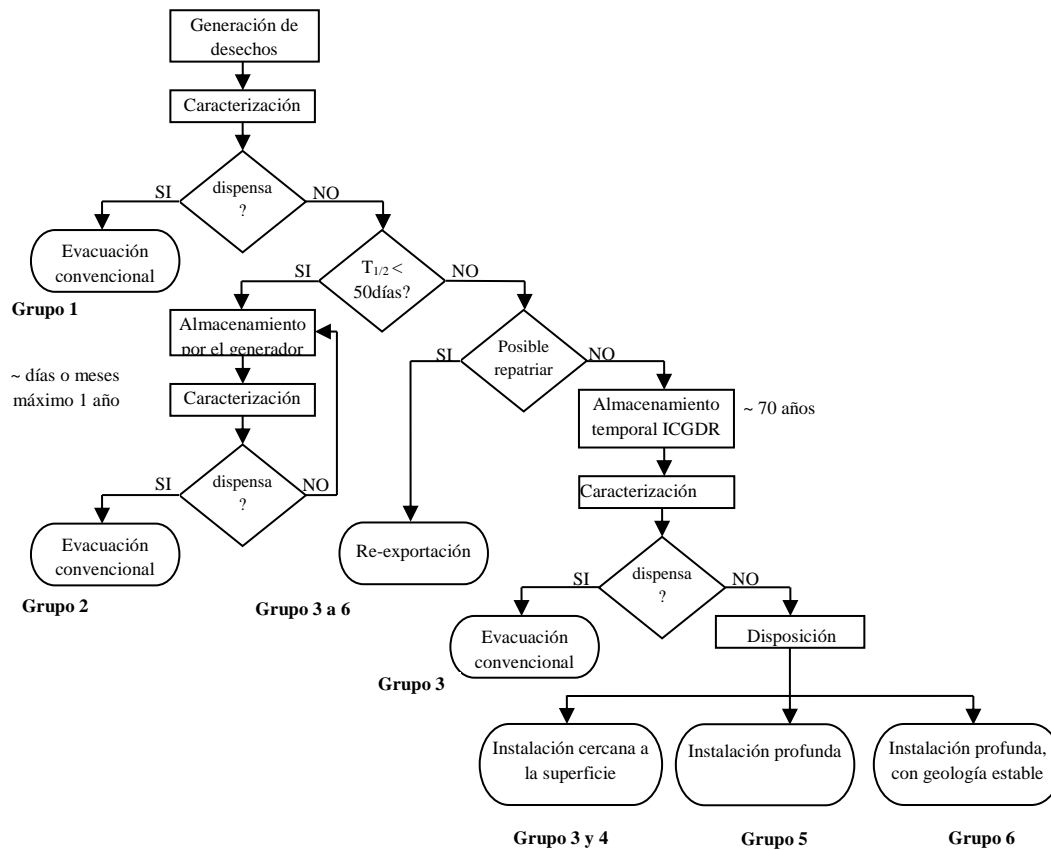
A continuación, se presentan las referencias normativas y técnicas que sirven como parámetro de comparación y criterios de evaluación de las condiciones operacionales de la gestión de desechos radiactivos.

3.4.1 Requisitos de seguridad para la gestión de desechos

La Figura 3-1 presenta la estrategia general de gestión de desechos radiactivos, derivada de la norma colombiana, Resolución 18 0005 del Ministerio de Minas y Energía [4]. En la misma, el autor ha incluido algunos referentes importantes en las pruebas lógicas, que facilitan determinar en un único flujo la opción de gestión, ellos son:

- Aplicación del criterio de *dispensa*;
- Aplicación del valor del periodo de *semidesintegración* radiactiva $T_{1/2}$; y
- Posibilidades de repatriación de una fuente radiactiva declarada en desuso.

Figura 3-1: Opciones generales de gestión de desechos radiactivos en Colombia



Fuente: adaptación de [4]

La principal normativa colombiana, en el ámbito de la gestión de desechos radiactivos es el Reglamento para la *gestión de los desechos* radiactivos [4], que recientemente fue modificado [19]. El reglamento proporciona una base técnica para la toma de decisiones relativas a la gestión de desechos radiactivos generados en las diferentes prácticas. Este documento establece las

responsabilidades administrativas, legales y los requisitos técnicos esenciales para todas las etapas de la *gestión de los desechos* radiactivos en la República de Colombia, con el fin de garantizar la seguridad y protección del hombre y del medio ambiente, presente y futuro. La Tabla 3-10 presenta un resumen, preparado por el autor, en donde se indican los 25 requisitos regulatorios establecidos en el reglamento. Para facilitar los análisis posteriores, cada uno de ellos se ha identificado con un código único. Nótese que convenientemente se han incluido dos columnas a la derecha, en donde se indica a qué grupo de desechos aplica directamente cada requerimiento; sin embargo, es importante advertir que en un número pequeño de casos es posible que un requerimiento aplique a un Grupo en forma diferente a lo indicado en la Tabla.

Tabla 3-10: Resumen de requisitos regulatorios establecidos en el reglamento para la *gestión de los desechos* radiactivos

id requisito	Descripción	Artículo	Grupo al que aplica	
			2	3, 4 y 5
rq01	Minimizar la generación de desechos	7.3.b; 13	X	X
rq02	Cumplir criterios de aceptación para ser transferidos a la ICGDR	7.3.c		X
rq03	Cumplir con los criterios de <i>dispensa</i>	7.3.d	X	X
rq04	Pagar las expensas para la gestión de desechos radiactivos	7.3.g		X
rq05	Contratar con la ICGDR la transferencia de la titularidad del desecho	7.3.h		X
rq06	Tener autorización de acuerdo con las normas	8	X	X
rq07	Tener autorización para descarga condicional (en caso dado)	11	X	
rq08	Suministrar información acerca de la gestión de desechos	12	X	X
rq09	Segregar en el punto de origen	14	X	
rq10	Segregar por categorías	15	X	X
rq11	Mantener la separación luego de la segregación	16	X	
rq12	Disponer de contenedores adecuados conforme a las características de los desechos (identificados, con el trébol, robustos, compatibles con el desecho)	17; 18	X	X
rq13	Registrar la información de contenedores (número, radionucleidos, actividad, origen, riesgos, tasa de <i>dosis</i> , peso, volumen, responsable)	17	X	X
rq14	Caracterizar los desechos	19	X	X
rq15	Disponer de locales de almacenamiento seguros, con capacidad suficiente.	21	X	X
rq16	Realizar el transporte en conformidad con la norma	25		X
rq17	Diseñar e implementar un sistema de gestión capaz de alcanzar los objetivos de calidad y seguridad.	30	X	
rq18	Garantizar la <i>seguridad física</i> de los desechos	31	X	X

id requisito	Descripción	Artículo	Grupo al que aplica	
			2	3, 4 y 5
rq19	Adoptar un sistema de registro de la gestión de desechos que incluya: generación, almacenamiento, desclasificación, descargas y transferencias.	32	X	X
rq20	Enviar anualmente a la <i>autoridad</i> el inventario de desechos y un informe de <i>dispensas</i> , vertidos, <i>fuentes</i> reexportadas.	36	X	X
rq21	Considerar, antes de declarar las <i>fuentes</i> en desuso, la posibilidad de su utilización por el propio titular u otra entidad	39.a		X
rq22	Transferir a la <i>ICGDR</i> , en un plazo no mayor a 1 año, <i>fuentes</i> declaradas en desuso para las cuales no está prevista su devolución al proveedor	39.b		X
rq23	Al término de la vida útil, garantizar la devolución al proveedor de las <i>fuentes</i> radiactivas importadas	40		X
rq24	Realizar vertidos radiactivos, en cumplimiento de los niveles de <i>dispensa</i> , u obtener autorización expresa de la <i>autoridad</i> para verter por encima de los mismos	41; 43; 44	X	
rq25	Responder a las emergencias relacionadas con los desechos, conforme a la regulación	48	X	X

Fuente: Elaboración del autor

En forma complementaria, existen requisitos regulatorios relacionados con la gestión de desechos radiactivos, que se establecen en el reglamento de protección y seguridad radiológica de Colombia, Resolución 18 1434 del Ministerio de Minas y Energía [1], La Tabla 3-11 presenta un resumen, preparado por el autor, en donde se indican los 16 requisitos regulatorios establecidos en el reglamento, donde 7 de ellos están prescritos también en la Tabla 3-10, y 9 son nuevos.

Tabla 3-11: Resumen de requisitos regulatorios establecidos en el reglamento de protección y seguridad radiológica de Colombia

id requisito	Descripción	Artículo	Grupo al que aplica	
			2	3, 4 y 5
rq01	Minimizar la generación de desechos	155.1; 158.1	X	X
rq08	Suministrar información acerca de la gestión de desechos	157.4; 158.4	X	X
rq10	Segregar por categorías	155.3	X	X
rq17	Diseñar e implementar un sistema de gestión capaz de alcanzar los objetivos de calidad y seguridad.	157.2	X	
rq19	Adoptar un sistema de registro de la gestión de desechos que incluya: generación, almacenamiento, desclasificación, descargas y transferencias.	105.4; 158.3	X	X
rq22	Transferir a la <i>ICGDR</i> , en un plazo no mayor a 1 año, <i>fuentes</i> declaradas en desuso para las cuales no está	155.2		X

id requisito	Descripción	Artículo	Grupo al que aplica	
			2	3, 4 y 5
	prevista su devolución al proveedor			
rq24	Realizar vertidos radiactivos en cumplimiento de los niveles de <i>dispensa</i> , u obtener autorización expresa de la <i>autoridad</i> para verter por encima de los mismos	46.2; 156.1; 156.3	X	
rq26	Optimizar las medidas de control de vertidos radiactivos	150; 156.4; 159	X	
rq27	Garantizar la gestión segura, teniendo en cuenta otros riesgos no radiológicos	155.2	X	X
rq28	Evitar cargas a generaciones futuras	155.4		X
rq29	Controlar los vertidos	156.2	X	
rq30	Caracterizar los vertidos	157.1	X	
rq31	Evaluar <i>dosis</i> debida a vertidos	157.3	X	
rq32	Realizar la vigilancia radiológica de los vertidos	158.2; 160.2	X	
rq33	Informar sobre vertidos por encima de lo permitido	158.5; 160.5; 192.1	X	
rq34	Establecer procedimientos para la gestión de desechos	65.8	X	X

Fuente: Elaboración del autor

3.4.2 Recomendaciones internacionales y prácticas establecidas en otros países

Colombia, como Estado miembro del Organismo Internacional de Energía Atómica (*OIEA*), ha adaptado las recomendaciones internacionales desarrolladas por éste, para que sirvan como base de la regulación nacional. De la misma manera, la gran mayoría de países sigue los lineamientos dictados por el *OIEA*, el cual actúa como referente internacional para los aspectos de seguridad radiológica.

Las recomendaciones internacionales del *OIEA* son un conjunto de requisitos acordados por consenso mundial, basados en el conocimiento de los efectos biológicos de la radiación y en los principios de protección contra los efectos nocivos. Las conclusiones del Comité Científico de las Naciones Unidas sobre los Efectos de las Radiaciones Atómicas (*UNSCEAR*) y las recomendaciones de los organismos de expertos internacionales, en particular la Comisión Internacional de Protección Radiológica (*ICRP*), se tienen en cuenta en el desarrollo de las normas de seguridad del *OIEA*, las que reflejan un consenso internacional sobre lo que constituye un alto nivel de seguridad para proteger a las personas y el medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes [20].

Las normas de seguridad del *OIEA* tienen tres categorías: fundamentos de seguridad, requisitos de seguridad y guías de seguridad:

Nociones Fundamentales de Seguridad: Presentan los objetivos y principios fundamentales de protección y seguridad, y constituyen la base de los requisitos de seguridad. Si los requisitos no se cumplen, deben adoptarse medidas para alcanzar o reestablecer el grado de seguridad requerido. El formato y el estilo de los requisitos facilitan su uso para establecer, de forma armonizada, un marco nacional de reglamentación [20].

Requisitos de Seguridad: Son un conjunto integrado y coherente de condiciones de seguridad que establece los requisitos que se han de cumplir para garantizar la protección de las personas y el medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro. Los requisitos se rigen por los objetivos y principios de las Nociones Fundamentales de Seguridad [20].

Guías de seguridad: Ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir las cláusulas de seguridad, lo que indica un consenso internacional en el sentido de la necesidad de adoptar las medidas recomendadas (u otras medidas equivalentes). Las guías de seguridad contienen ejemplos de buenas prácticas internacionales y dan cuenta, cada vez más, de las mejores prácticas que existen para ayudar a los usuarios que tratan de alcanzar altos grados de seguridad [20].

La recomendación internacional vigente que trata de desechos radiactivos y que posee la más alta jerarquía son los “Requisitos de Seguridad para la Gestión Previa a la Disposición Final de Desechos Radiactivos” [21]. En dicha publicación, se establecen los objetivos, criterios y requisitos para la protección de la salud humana y el medio ambiente, aplicables al emplazamiento, el diseño, la construcción, la puesta en servicio, la explotación y la parada de las instalaciones, para la gestión previa a la disposición final de los desechos radiactivos, así como las condiciones que deben satisfacerse, con miras a garantizar la seguridad de esas instalaciones y actividades. En la Tabla 3-12 se presenta una síntesis de los contenidos, en donde se relacionan 20 de los 22 requisitos estipulados en la mencionada recomendación.

Tabla 3-12: Resumen de la recomendación “Requisitos de Seguridad para la gestión previa a la disposición final de desechos radiactivos”.

Temática	id requisito	Descripción
RESPONSABILIDADES	rq35	Marco jurídico y reglamentario
	rq36	Política y estrategia nacionales sobre la gestión de desechos radiactivos
	rq37	Responsabilidades del órgano regulador
	rq38	Responsabilidades del explotador.
	rq39	Requisitos relativos a las medidas de <i>seguridad física</i>
	rq40	Interdependencia
	rq41	Sistemas de gestión
ETAPAS	rq42	Generación y control de desechos radiactivos
	rq43	Caracterización y clasificación de desechos radiactivos
	rq44	Procesamiento de desechos radiactivos
	rq45	Almacenamiento de desechos radiactivos
	rq46	Criterios de aceptación de desechos radiactivos
DESARROLLO Y EXPLOTACIÓN DE INSTALACIONES Y ACTIVIDADES	rq47	Preparación de la justificación de la seguridad y evaluación de seguridad complementaria
	rq48	Alcance de la justificación de la seguridad y evaluación de seguridad complementaria
	rq49	Documentación de la justificación de la seguridad y evaluación de seguridad complementaria
	rq50	Exámenes periódicos de la seguridad
	rq51	Ubicación y diseño de las instalaciones
	rq52	Construcción y puesta en servicio de las instalaciones
	rq53	Explotación de la <i>instalación</i>
	rq54	Parada y clausura de las instalaciones

Fuente: Elaboración del autor

4. Brechas y escenarios

De acuerdo con lo argumentado en la Figura 2-1, la brecha está representada como el grado en que la realidad operacional de la “situación actual” de las instalaciones generadoras de desechos radiactivos se aparta del “deber ser”, que para los fines prácticos se obtiene esencialmente de los “requisitos de seguridad para la gestión de desechos” y de las “recomendaciones internacionales. La forma más conveniente de hacer el análisis de la brecha es realizar la correlación de los hallazgos regulatorios identificados en la Tabla 3-9, con la batería de requisitos plasmados en el numeral 3.4 relativos al “Deber ser”.

Para facilitar el proceso de correlación entre hallazgos y requisitos se procedió a agrupar los 50 hallazgos tipo en cuatro clases, de acuerdo con la naturaleza de los mismos, así:

- Relacionados con el diseño: son aquellos que se derivan del proceso de diseño, distribución de áreas y demás aspectos que suelen presentarse en el proceso, previo a la construcción o modificación física de una *instalación*.
- Documentales: son aquellos generados por ausencia o pobre calidad de los aspectos documentales, asociados a la operación de una *instalación*.
- Gerenciales: corresponden a situaciones que dependen en gran medida de las políticas y estrategias de la alta dirección de una *instalación*. Se asocian a los grandes planes y programas que deben estar presentes para la *práctica* segura.
- Locativos: son los que surgen por una inadecuada o ausente situación relacionada con los aspectos locativos de la *instalación*.

Una vez realizado el análisis de correlación, se obtiene la matriz de brecha cuyo resumen se ilustra la Tabla 4-1, en la que se señalan cuáles son los requisitos relacionados con los 50 hallazgos tipo; es decir, los aspectos que constituyen la brecha.

Tabla 4-1: Matriz de brecha.

Clase de hallazgo	id	Descripción del hallazgo	Requisitos asociados
Diseño (12)	h31	No se describe el flujo de los DR dentro de la <i>instalación</i>	rq17 rq51
	h25	Información incompleta sobre el sistema de gestión de vertidos	rq03 rq17 rq24 rq26 rq29 rq30
	h35	Inconsistencias en el diseño de la infraestructura de DR	rq17 rq51 rq52
	h20	No se demuestra capacidad de áreas para gestión de DR	rq15 rq45
	h49	No se informa sobre puntos de monitoreo radiológico de DR	rq50
	h39	No se describen las medidas de seguridad física relacionadas con DR	rq15 rq18 rq39
	h46	No hay cálculos de blindajes del sistema de vertidos	rq17
	h4	Inconsistencias en cálculos para vertimientos	rq03 rq17 rq25 rq31 rq32
	h47	No se realiza evaluación de impacto por vertidos	rq03 rq17 rq25 rq26
	h42	No se informa sobre el sistema de medición de vertidos	rq03 rq17 rq25 rq29 rq30
	h23	Inconsistencias en cálculos de blindajes	rq51
	h33	No se estima el volumen de DR a generar	rq01 rq14 rq30 rq43 rq51
Documental (22)	h45	Inconsistencias en los procedimientos de gestión de FD	rq34
	h43	No se incluyen formatos de control de FD	rq19
	h37	No se describen las situaciones operativas relacionadas con DR	rq34
	h6	No se informa sobre la caracterización de DR	rq14 rq43
	h11	No se describe la preparación y transporte de los DR	rq16
	h50	No se informa sobre procedimiento de transporte de DR	rq16
	h12	Inconsistencias en formatos de gestión de DR	rq19
	h32	No se describe la segregación de los DR dentro de la <i>instalación</i>	rq09 rq10
	h7	No se presentan procedimientos de gestión de DR	rq34
	h30	No se describe la preparación y transporte de las FD	rq16
	h28	No se presentan procedimientos de desmonte de FD	rq22 rq23
	h38	Inconsistencias en la segregación de los DR	rq09 rq10

Clase de hallazgo	id	Descripción del hallazgo	Requisitos asociados
	h5	No se incluye la información mínima para gestión de DR	rq08 rq19 rq20
	h19	Inconsistencias en procedimientos de gestión de DR	rq34
	h22	No se incluye sistema de registros relacionados a la gestión de DR	rq19
	h8	No se contempla el inventario de <i>fuentes</i> en desuso	rq13 rq19
	h3	No se informa sobre procedimientos para vertimientos	rq24 rq29 rq30 rq32
	h40	No se presenta procedimiento de etiquetado de contenedores	rq12
	h26	No se incluye procedimiento para reexportación de FD	rq22 rq23
	h17	No se contempla la generación de desechos por una emergencia	rq25
	h29	No se presentan procedimientos de gestión de FD	rq22 rq23
	h18	No se incluyen formatos de gestión de DR	rq19
Gerencial (7)	h44	Inconsistencias en la aplicación de la dispensa	rq03
	h48	No se informa sobre la dispensa de DR	rq03
	h24	Inconsistencias en plan de emergencias radiológicas	rq25
	h14	No se establecen criterios para la declaratoria de fuentes en desuso	rq23
	h9	No se incluye programa de vigilancia radiológica de los DR	rq42
	h15	No hay evidencia que soporte la reexportación de <i>fuentes</i> en desuso	rq23 rq28
	h16	Inconsistencias en aplicación de criterios para declaratoria en desuso	rq23
Locativo (9)	h27	No se describe el sitio para almacenamiento de FD	rq15
	h2	No se demuestra infraestructura para la segregación	rq09 rq10
	h10	No se describe el control de accesos a las áreas de DR	rq18
	h36	No se describen los contenedores de DR	rq12
	h21	No se informa sobre el sistema de gestión de vertidos	rq24
	h1	No se informa sobre las áreas destinadas a gestión de DR	rq15 rq45
	h13	Inconsistencias en definición de áreas para gestión de DR	rq15
	h34	No se describen las áreas para gestión de DR	rq15

Clase de hallazgo	id	Descripción del hallazgo	Requisitos asociados
	h41	No hay programa de vigilancia y control de integridad de contenedores	rq12

Fuente: Elaboración del autor

5. Resultados

En este capítulo se presentan los resultados obtenidos a partir del análisis de la información de hallazgos, requisitos y brecha del capítulo anterior, bases para conformar los términos de referencia para la construcción de la Guía propuesta en este trabajo. Se pretende tener toda la información entrada relevante, para que el contenido de la guía corresponda a las necesidades de los generadores de desechos.

Respecto a la estructuración de la Guía, conviene en primera instancia considerar las opciones generales de gestión de desechos radiactivos en Colombia, que se presentan en la Figura 3-1. Es importante notar que en cuanto a las acciones por parte del generador, este último solo interviene desde la generación hasta la evacuación convencional, en el caso de desechos de los Grupos 1 y 2, o hasta la repatriación o bien la entrega de los desechos a la *ICGDR*, en caso de los desechos de los Grupos 3 a 5. Lo anterior acota claramente el alcance de la Guía propuesta, ya que las acciones de almacenamiento temporal y las subsecuentes son una responsabilidad del Estado, a través de la *ICGDR*.

En el desarrollo del trabajo, quedó en evidencia que todos los requisitos para la *gestión de los desechos* radiactivos de los Grupos 3 al 5 son idénticos (ver Tabla 3-10), por lo cual en la Guía se tratan las recomendaciones para los Grupos 3 al 5 en un solo paquete. El Grupo 6 no se incluye en la Guía porque no se prevé que estos desechos sean generados en el país.

El punto de partida a cargo del generador de desechos radiactivos es la caracterización de los mismos, con el fin de establecer a qué Grupo pertenecen; para ello, es fundamental conocer el periodo de semidesintegración radiactiva $T_{1/2}$, y la categoría de peligrosidad de la fuente. El autor propone en la Tabla 3-2 una manera sencilla de determinar el Grupo de los desechos generados, a partir de estos dos parámetros.

Un criterio esencial en las operaciones de gestión de desechos radiactivos es la *dispensa*, toda vez que los desechos radiactivos que estén por debajo de dicho nivel, automáticamente quedan fuera de cualquier control reglamentario ulterior, clasificándose en el Grupo 1. La Guía construida, y presentada en el Anexo B, considera una metodología sencilla para la aplicación de la *dispensa*, que es la etapa previa a la evacuación convencional (ver Figura 3-1).

Los contenidos de la Guía hacen énfasis en los hallazgos más frecuentes del estudio, que se relacionaron en la Tabla 3-9; los aspectos principales a considerar son los siguientes:

- La *práctica* de medicina nuclear es la que presenta mayor frecuencia de hallazgos relacionados con la gestión de desechos radiactivos (ver Tabla 3-8), y representa un 53% del total de hallazgos. En segundo lugar de frecuencia se encuentra la *práctica* de radioterapia (braquiterapia y teleterapia) con un 16%. Lo anterior revela que las prácticas médicas son las que estadísticamente presentan la brecha de mayor tamaño, por lo que la Guía considerará dicha situación en los contenidos.
- El hallazgo tipo más frecuente es h1, “No se informa sobre las áreas destinadas a gestión de DR”, además que se presenta con frecuencia en virtualmente todas las prácticas (ver Tabla 3-9). Por otra parte, h20, “No se demuestra capacidad de áreas para gestión de DR”, es el hallazgo tipo con la tercera frecuencia; de esta manera, la Guía señala un énfasis en las especificaciones de las áreas destinadas a la gestión de desechos radiactivos.
- El segundo hallazgo más frecuente es h19 “Inconsistencias en procedimientos de gestión de DR”, con lo que se determina que la coherencia de los procedimientos es un aspecto relevante a incluir en la Guía.
- Otros hallazgos frecuentes, adicionales a los mencionados, se relacionan con la vigilancia radiológica, la declaratoria y reexportación de *fuentes* en desuso, el sistema de gestión de vertidos, y el flujo de desechos dentro de la *instalación*. El estudio de frecuencia de los hallazgos es el criterio principal de priorización de los contenidos de la Guía; de esta manera, todos los temas frecuentes de la matriz de brecha son incluidos en la citada Guía.

La matriz de brecha (ver Tabla 4-1) se construyó, clasificando la batería de hallazgos en cuatro grupos: diseño, documental, gerencial y locativo. De la misma forma, la Guía presenta una construcción de recomendaciones enfocadas en las cuatro clases; así se pretende presentar una estructura de fácil entendimiento y manejo, por parte de los generadores de desechos radiactivos.

Con los resultados y consideraciones obtenidos, se presenta la estructura de la Guía en la Tabla 5-1.

Tabla 5-1: Estructura de la Guía Técnica

a.	Caracterización de desechos radiactivos
i.	Caracterización en prácticas con <i>fuentes</i> abiertas
ii.	Caracterización en prácticas con <i>fuentes</i> selladas
b.	Dispensa
iii.	Dispensa de cantidades moderadas de materiales radiactivos
iv.	Dispensa de vertidos en forma líquida
v.	Dispensa de emisiones gaseosas
c.	Asignación del Grupo de desechos
d.	Guía de gestión para desechos del Grupo 2
vi.	Diseño y aspectos locativos en gestión de desechos radiactivos del Grupo 2
vii.	Aspectos documentales para el Grupo 2
viii.	Aspectos gerenciales para el Grupo 2
e.	Guía para gestión de desechos de los grupos 3 al 5
ix.	Diseño y aspectos locativos en gestión de desechos de los Grupos 3 al 5
x.	Aspectos documentales para los Grupos 3 al 5
xi.	Aspectos gerenciales para los Grupos 3 al 5

Fuente: Elaboración del autor

6. Conclusiones

- Una vez concluido el proyecto, se construyó una Guía Técnica para los diferentes actores en la cadena de gestión de desechos radiactivos, con miras a una mejor aplicación de acciones de gestión de desechos radiactivos que cumplan con la norma.
- Se realizó un diagnóstico sobre la generación y existencia de desechos radiactivos en el país, identificando los radionucleidos relevantes y las actividades radiactivas, y considerando los parámetros más relevantes y relacionados con el objetivo general.
- Se estableció la brecha entre la “situación actual” y el “deber ser” en las operaciones de gestión de desechos radiactivos en el país, que supone la implementación integral de la normativa.
- Se identificaron las opciones operacionales disponibles en el país, orientadas a facilitar la gestión segura de los desechos radiactivos, de una manera practicable y bajo cumplimiento de norma.
- La *práctica* de medicina nuclear con un 53% del total de los hallazgos, es la que presenta mayor frecuencia de hallazgos relacionados con la gestión de desechos radiactivos. En segundo lugar, se encuentra la *práctica* de radioterapia (braquiterapia y teleterapia) con un 16%. Los resultados obtenidos revelan que las prácticas médicas son las que estadísticamente presentan la brecha de mayor tamaño, por lo que la Guía muestra un mayor despliegue en sus contenidos de gestión de desechos de las *prácticas* médicas.
- De particular importancia resulta el ofrecer alternativas para enfrentar las dificultades que los generadores de desechos radiactivos tienen en los aspectos de diseño y locativo, ya que se identifica en este trabajo, de manera frecuente, la ausencia de conocimientos básicos del

generador, para tener una aproximación a las soluciones de ingeniería para la gestión de sus desechos. En virtud de lo anterior, la Guía desarrolla metodologías de fácil aplicación por parte del generador y, en algunos casos, soluciones gráficas y aproximadas a problemas de diseño y locativos, que suelen ser de naturaleza compleja.

Anexo A: Glosario

Las definiciones tienen al final la referencia bibliográfica de la cual fueron tomadas. Aquellas definiciones que no tienen referencia corresponden a una elaboración del autor, con aplicación única y exclusivamente en el ámbito de este trabajo.

Actividad: Corresponde a una cantidad de radionucleido en un estado determinado de energía, en un tiempo dado. La *actividad*, A , está definida por la expresión;

$$A = dN / dt$$

Donde dN es el valor esperado del número de transformaciones nucleares espontáneas desde ese estado de energía, en el intervalo de tiempo dt . La unidad de *actividad* en el Sistema Internacional (SI) es el becquerel [Bq], donde $1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegración/s}$ [1].

La unidad antigua de la *actividad* es el curio [Ci], donde $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$.

Autoridad Reguladora: Entidad a la que, de conformidad con la legislación vigente, le compete la reglamentación en materia de protección y seguridad radiológica. En Colombia, dicha competencia está radicada en cabeza del Ministerio de Minas y Energía [1].

Desechos radiactivos: A efectos legales y reglamentarios, son desechos que contienen radionucleidos en concentraciones o con *actividades* mayores que los niveles de *dispensa* establecidos por la autoridad reguladora, o que están contaminados con ellos [2].

Dispensa: Eliminación por el organismo regulador de todo control reglamentario ulterior, respecto de *materiales radiactivos* o de objetos radiactivos utilizados en prácticas autorizadas [22].

Dosis: Medida de la radiación recibida o absorbida por un blanco. Se utilizan, según el contexto, las magnitudes denominadas dosis absorbida, dosis a un órgano, dosis equivalente, dosis efectiva, dosis equivalente comprometida, o dosis efectiva comprometida [1].

Efectos estocásticos de la radiación: Aquellos que se producen, por lo general, sin un nivel de *dosis* umbral, cuya probabilidad es proporcional a la *dosis*, y cuya gravedad es independiente de la *dosis*[1].

Efectos deterministas de la radiación: Aquellos para los que existe, por lo general, un nivel umbral de *dosis*, por encima del cual la gravedad del efecto aumenta al elevarse la dosis [1].

Fuente: Cualquier cosa que pueda causar exposición a la radiación, ya sea emitiendo radiación ionizante o liberando sustancias o materiales radiactivos. Por ejemplo, las sustancias que emiten radón son fuentes existentes en el medio ambiente; una unidad de esterilización por irradiación gamma es una fuente adscrita a la práctica de conservación de alimentos por medio de la radiación; un aparato de rayos X puede ser una fuente adscrita a la práctica del radiodiagnóstico, y una central nuclear es una fuente adscrita a la práctica de generación de energía nucleoelectrónica. Para los efectos de la aplicación del presente Reglamento, se considera que una instalación compleja o múltiple situada en el mismo lugar o emplazamiento es una sola *fuentes* [1].

Fuente gastada: *Fuente* que, como resultado de la desintegración radiactiva, ya no es adecuada para cumplir la función para la que estaba prevista [22].

Fuente no sellada: *Fuente* que no satisface la definición de *fuentes* sellada [22].

Fuente sellada: Material radiactivo que está a) permanentemente sellado en una cápsula, o, b) fuertemente consolidado y en forma sólida [22].

Gestión de los desechos radiactivos: Conjunto de actividades administrativas y operacionales que se ocupan de la manipulación, tratamiento previo, tratamiento, acondicionamiento, transporte, almacenamiento y disposición final de los desechos radiactivos [22].

Instalación: Término general que abarca las instalaciones nucleares, los usos de todas las fuentes de radiación ionizante, todas las actividades de gestión de desechos radiactivos, el transporte de material radiactivo y cualquier otra práctica o circunstancia en la que las personas puedan quedar expuestas a radiaciones procedentes de fuentes naturales o artificiales [22].

Instalación centralizada para la gestión de los desechos radiactivos ICGDR: Ver definición y responsabilidades en [4].

Materiales radiactivos: Material que, según lo establecido en la legislación nacional o por un órgano regulador, está sometido al control reglamentario, debido a su radiactividad [22].

Nivel de dispensa: Valor, establecido por un órgano regulador y expresado en función de la concentración de la *actividad* y/o de la *actividad* total, por encima del cual una fuente de radiación no se debe liberar del control reglamentario [22].

Obturador: Dispositivo mecánico de las *fuentes* radiactivas que permite u obstruye el paso de la radiación ionizante a través del orificio o ventana del contenedor de la *fente*.

Período de semidesintegración, $T_{1/2}$ half-life, $T_{1/2}$: En el caso de un radionucleido, tiempo necesario para que su *actividad* se reduzca a la mitad, por un proceso de desintegración radiactiva [22].

Práctica: Toda actividad humana que introduce *fuentes* de exposición o vías de exposición adicionales, o extiende la exposición debida a las *fuentes* existentes, de forma que aumente la exposición o la probabilidad de exposición de personas, o el número de las personas expuestas [1] .

Seguridad física: Prevención y detección de robo, sabotaje, acceso no autorizado, transferencia ilegal u otros actos dolosos relacionados con materiales nucleares, otras sustancias radiactivas o sus instalaciones conexas, y la respuesta a tales actos [22].

Seguridad tecnológica: Logro de condiciones adecuadas de funcionamiento, prevención de accidentes o mitigación de sus consecuencias, cuyo resultado es la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente, frente a peligros excesivos causados por la radiación [22].

Servicio Geológico Colombiano: Instituto Científico y Técnico, con personería jurídica, autonomía administrativa, técnica, financiera y patrimonio independiente, adscrito al Ministerio de Minas y Energía, el cual hace parte del Sistema Nacional de Ciencia, Tecnología e Innovación (SNCTI). Tiene como objeto realizar la investigación científica básica y aplicada del potencial de recursos del subsuelo; adelantar el seguimiento y monitoreo de amenazas de origen geológico; administrar la

información del subsuelo; garantizar la gestión segura de los materiales nucleares y radiactivos en el país; coordinar proyectos de investigación nuclear, con las limitaciones del Artículo 81 de la Constitución Política, y el manejo y la utilización del reactor nuclear de la Nación.

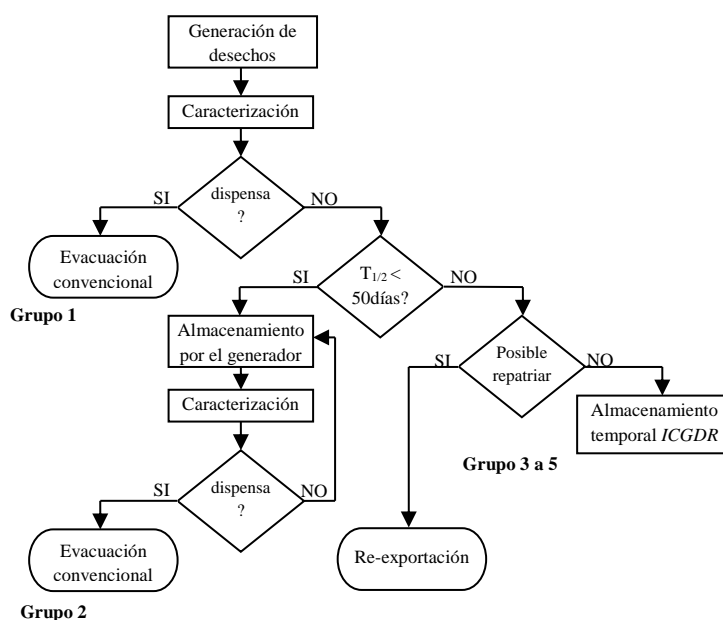
Sistema de Información de la Autoridad Reguladora (SIAR): Sistema que mantiene el registro de todas las actividades relacionadas con el uso de los *materiales radiactivos* en Colombia, que es administrado por la *Autoridad Reguladora* delegada por el Ministerio de Minas y Energía (*Servicio Geológico Colombiano*). Incluye inventarios detallados de empresas usuarias de material radiactivo, los inventarios radiactivos de cada una de ellas, las personas que realizan actividades con material radiactivo, el historial de inspecciones, autorizaciones y demás acciones regulatorias que ejecuta el *SGC*, entre otros.

Zona controlada: Aquella en la que son o pudieran ser necesarias medidas de protección y disposiciones de seguridad específicas para: a) Controlar las exposiciones normales o prevenir la dispersión a contaminación, en las condiciones normales de trabajo; b) Prevenir las exposiciones potenciales, o limitar su magnitud [1].

Anexo B: Guía Técnica

La Figura B-1, que presenta el flujo del proceso que se explicita en la Guía, incluye únicamente las instancias que le corresponde abordar al generador de desechos radiactivos. Las posibles etapas a cargo de la Instalación Centralizada para la Gestión de Desechos Radiactivos, *ICGDR*, no se encuentran dentro del alcance.

Figura B-1: Flujo de proceso de gestión de desechos, desarrollado por el generador



Fuente: adaptación de [4]

a. Caracterización de desechos radiactivos

i. Caracterización en prácticas con *fuentes* abiertas

Las prácticas con *fuentes* no selladas son medicina nuclear y trazadores radiactivos, y los desechos radiactivos generados son una fracción de la cantidad usada en la *práctica*; los desechos sólidos, por

lo general, son una pequeña fracción de la cantidad usada (ver Tabla 3-3), y los desechos líquidos vertidos son una fracción importante de la misma.

i.1 Estimación teórica de generación de desechos radiactivos líquidos:

Una aproximación teórica a la cantidad generada por vertidos líquidos en medicina nuclear es suponer la fracción reportada en la bibliografía [17] y [18] (ver Tabla B-1) para los radionucleidos más comunes y simplemente aplicar dicho factor a la cantidad de *actividad* que se pretende usar en la *práctica*.

Tabla B-1: Fracciones típicas de la *actividad* administrada a pacientes que se convierten en desechos líquidos

Radionucleido	Fracción vertida
^{131}I	90%
^{67}Ga	70%
^{111}In	30%
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	30%

Fuente: bibliografía [17] y [18]

Para estimar la concentración de *actividad*, basta relacionar la *actividad* teórica vertida por la proyección del volumen de agua que disolverá los radionucleidos generados en el intervalo de tiempo considerado.

i.2 Caracterización experimental de desechos radiactivos líquidos:

El objetivo fundamental de la caracterización de desechos es determinar la *actividad* y la concentración de *actividad* de los desechos, ya que estas magnitudes son usadas para verificar el cumplimiento de los niveles de *dispensa* en los vertidos radiactivos. La caracterización experimental de desechos líquidos radiactivos es una tarea que requiere el uso de equipos detectores de radiación, con la capacidad para determinar la *actividad* radiactiva en los vertidos de la *instalación*.

En algunos casos, es posible que los mismos equipos detectores de radiación usados en la *práctica* como intensímetros o activímetros sirvan para ser usados en la caracterización de los desechos líquidos. Para determinar la usabilidad de los equipos propios de la *práctica*, puede hacerse una estimación teórica de concentración de *actividad*, como se señala en i.1, y, a partir de un volumen de muestra compatible con el activímetro o el intensímetro, comparar los niveles de radiación esperados, *NRE*, con el mínimo nivel de detección del equipo, *MND*. Para que un equipo se califique

como adecuado para la medición, el *NRE* debería por lo menos ser diez veces superior al *MND*. A continuación se propone un procedimiento para determinar la usabilidad.

1. Realizar la estimación teórica de la generación de desechos radiactivos líquidos en un intervalo de tiempo.
2. Calcular la concentración promedio teórica C_t , dividiendo la *actividad* de los desechos líquidos por el volumen del agua vertida en el intervalo de tiempo.
3. Definir el volumen de muestra V_m , de forma que el mismo pueda ser medido en el activímetro; en el caso de estar evaluando la usabilidad de un intensímetro, un volumen de muestra de 50 mililitros puede ser definido.
4. Calcular la *actividad* promedio de la muestra A_m , multiplicando C_t por V_m .
5. Si se quiere evaluar la usabilidad de un activímetro, se debe consultar el *MND* reportado por el fabricante para el radionucleido considerado y compararlo con A_m , el último valor debe ser por lo menos diez veces mayor. Para evaluar la usabilidad de un intensímetro, es necesario estimar el nivel de radiación producido por los 50 mL de muestra en la superficie del recipiente de la muestra N_m , los factores de conversión de *actividad* a tasa de *dosis* pueden ser tomados de [23] dicho valor de tasa de *dosis* debe ser por lo menos ser por lo menos diez veces mayor que el *MND* reportado por el fabricante.

Es importante que las mediciones realizadas para caracterizar los desechos radiactivos tengan lugar en ausencia de cualquier otra *fuentes* de radiación que genere interferencia de fondo de radiación que redundará en un mayor valor de *MND*. A continuación, en la Tabla B-2, se presentan los valores de los factores de conversión para los radionucleidos más usados en la *práctica* de medicina nuclear.

Tabla B-2: Factores de conversión de *actividad* a tasa de *dosis* en superficie de un recipiente con 50 mL de contenido

Radionucleido	Factor de conversión [mSv/h]/[MBq]
^{131}I	2.23×10^{-1}
^{67}Ga	8.77×10^{-2}
^{111}In	2.43×10^{-1}
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	7.70×10^{-2}

Fuente: adaptación de Radionuclide and radiation protection data handbook² [23]

² Información también disponible en <https://www.sepr.es/profesionales/radioisotopos/>

Una vez se ha determinado la usabilidad de los equipos de la *instalación*, entonces se tendrá la capacidad de evaluar la concentración de muestras puntuales, que dan información sobre las características del vertido en un instante. Así que, para estimar la *actividad* total vertida en un intervalo de tiempo, es necesario estructurar una estrategia de toma de suficientes muestras, distribuidas convenientemente en un intervalo de tiempo significativo, con el fin de correlacionar los estados operativos de la *instalación* (esquema de administración de pacientes) con los desechos líquidos generados.

En el caso ideal, la *actividad* A total generada en el efluente líquido en el intervalo t está determinada por la siguiente ecuación:

$$A = \int_0^t \dot{q} \times C_m \times dt \quad (\text{B1})$$

donde: \dot{q} caudal instantáneo de líquido [litro/segundo]

C_m concentración de *actividad* puntual [becquerel/litro]

En la práctica, es difícil conocer los valores instantáneos de \dot{q} y C_m para todo el intervalo, así que la alternativa para estimar A es mediante un número de parejas de datos de \dot{q} y C_m que permitan hacer una aproximación de la integral numérica.

Algunas recomendaciones técnicas para el muestreo de agua residual están disponibles en [24], [25] y [26]; sin embargo, a continuación se presentan algunos lineamientos importantes en relación con el muestreo de desechos radiactivos líquidos.

1. La muestra debe identificarse con la información de lugar, hora, fecha y procedimiento seguido.
2. Homogeneidad de la muestra. Si existe material particulado que cause heterogeneidad, éste debe ser removido mediante filtración, y el residuo debe ser medido por separado.
3. Usar recipientes de polietileno para el muestreo, lavados con ácido clorhídrico 1M y juagados posteriormente con agua destilada o des-ionizada.
4. Considerar el tiempo transcurrido entre el muestreo y la medición, con el fin de considerar el decaimiento radiactivo. Si este tiempo es de varios días, la muestra debe acidificarse con ácido nítrico a $\text{pH} < 2$. En caso de realizar filtrado, éste debe hacerse antes de la acidificación.
5. Si se va a determinar iodo radiactivo, la acidificación de la muestra debe hacerse con ácido clorhídrico.

i.3 Caracterización experimental de desechos radiactivos sólidos:

La manera más sencilla de caracterizar desechos sólidos es determinar separadamente la *actividad* contenida en cada ítem con un intensímetro, a una distancia determinada entre detector y muestra, y convertir la tasa de *dosis* obtenida en *actividad*. A continuación, se propone un procedimiento para determinar la *actividad* de un ítem pequeño que contiene o está contaminado con un radionucleido conocido.

1. Preparar el sitio para medición en un lugar libre de la presencia de fuentes radiactivas que sean una interferencia en la caracterización. Las superficies deben ser de fácil limpieza y estar cubiertas con una película de plástico que se pueda remover fácilmente.
2. Preparar el montaje para medición, de manera que el detector quede distanciado 30 cm del punto donde se colocarán los ítems a caracterizar.
3. Usar dosímetro personal.
4. Colocar el intensímetro, con baterías y encendido, en el punto de lectura.
5. Con guantes de látex puestos, colocar un ítem en el punto de lectura y, de acuerdo con la Tabla B-3, convertir la lectura de tasa de *dosis* a 30 cm en *actividad*.

Tabla B-3: Factores de conversión de tasa de *dosis* a 30 cm de un ítem a *actividad*

Radionucleido	Factor de conversión [MBq]/[mSv/h]	Nivel de dispensa [MBq]	Tasa de dosis para nivel de dispensa [uSv/h]
¹³¹ I	1.372	1	0,7
⁶⁷ Ga	3.584	1	0,3
¹¹¹ In	1.006	1	1,0
^{99m} Tc	3.831	10	2,6

Fuente: adaptación de Radionuclide and radiation protection data handbook³ [23]

6. Rotular cada ítem caracterizado con la *actividad* medida, radionucleido, fecha y hora de la caracterización.

ii. Caracterización en prácticas con *fuentes selladas*

En condiciones usuales, las *fuentes* selladas son caracterizadas por el fabricante y, a partir de allí, la información de la caracterización es trazable en el certificado de fábrica; además, en la mayoría de

³ Información también disponible en <https://www.sepr.es/profesionales/radioisotopos/>

los casos existe una plaqueta metálica de identificación, con la información básica de la *fuentes*, que es fijada en el dispositivo que contiene la *fuentes*. Dicho lo anterior, para conocer la *actividad* A de la fuente sellada en el momento que se declara en desuso, basta con calcular la *actividad* debida al decaimiento radiactivo con la expresión:

$$A = A_0 \times e^{\frac{-\ln 2 \times t}{t_{1/2}}} \quad (\text{B2})$$

Donde: A_0 *Actividad* reportada en el certificado de fábrica [Bq]

$t_{1/2}$ Periodo de *semidesintegración* [días]

t Tiempo transcurrido entre la fecha de fabricación y la fecha de declaratoria como *fuentes* en desuso [días]

En el caso de no contar con el certificado de fabricante ni con la plaqueta de identificación, y de tratarse de una *fuentes* sellada con *obturador*, se puede realizar una caracterización experimental de la *fuentes*, usando un intensímetro, y mediante un procedimiento similar al descrito en i.3, pero la distancia recomendada entre el detector y la *fuentes* es de 1 m.

Para la caracterización experimental, es necesario garantizar que no existe blindaje entre la *fuentes* y el detector, lo cual puede lograrse abriendo el *obturador* de la *fuentes* en dirección al detector, durante el momento de la medición. Una precaución muy importante es no retirar la *fuentes* radiactiva de su contenedor bajo ningún motivo, ya que, al no tener blindaje, se pueden tener niveles de radiación altos en cercanías a la misma y causar *dosis* por radiación importantes a la persona. De la misma manera, no debe orientarse el *obturador* hacia ninguna persona, pues se tendrán niveles altos de radiación.

A continuación, se propone un procedimiento para determinar la *actividad* de una *fuentes* de radionucleido conocido; es importante notar que el mismo es aplicable únicamente a radionucleidos emisores gamma.

1. Preparar el sitio para medición en un lugar libre de la presencia de *fuentes* radiactivas que sean una interferencia en la caracterización. Las superficies deben ser de fácil limpieza.
2. Preparar el montaje para medición, de manera que el detector quede distanciado 1 m del punto donde se colocará la *fuentes* a caracterizar.
3. Usar dosímetro personal.
4. Colocar el intensímetro con baterías y encendido en el punto de lectura.

5. Con guantes de látex puestos, colocar la *fente* en el punto de lectura, de tal manera que la *fente*, el *obturador* y el detector queden en una misma línea; como precaución de seguridad, es importante que en esta línea no se ubique ninguna persona.
6. Abrir el *obturador* por 5 segundos, observar la lectura en el detector y cerrar de nuevo el *obturador*.
7. De acuerdo con la Tabla B-4, convertir la lectura de tasa de *dosis* a 1 m en *actividad*.
8. Rotular la *fente* caracterizada con la *actividad* medida, radionucleido, fecha y hora de la caracterización.

Tabla B-4: Factores de conversión de tasa de *dosis* a 1 m de un ítem a *actividad*

Radionucleido	Factor de conversión [MBq]/[mSv/h]	Nivel de dispensa [MBq]	Espesor hemirreductor de plomo [mm]
¹³⁷ Cs	10.881	0,01	8
⁶⁰ Co	3.012	0,1	16
¹⁹² Ir	7.353	0,01	3
²⁴¹ Am	74.571	0,01	< 1

Fuente: adaptación de Radionuclide and radiation protection data Handbook⁴ [23]

b. Dispensa

La aplicación de la *dispensa*, que es la etapa previa a la evacuación convencional, y los desechos radiactivos que estén por debajo de dicho nivel, automáticamente quedan fuera de cualquier control reglamentario ulterior, clasificándose en el Grupo 1.

Los niveles de *dispensa* aplicables en el país se encuentran en los Cuadros 1 y 3 del Apéndice 1 de la referencia [4], el Cuadro 2 del Apéndice 1 de la referencia [19] y el Cuadro I.1 de la referencia [2]; este conjunto de datos es necesario para determinar la *dispensa* de los desechos radiactivos, y se define para tres variantes de desechos: cantidades moderadas de materiales, vertidos en forma líquida y emisiones gaseosas.

iii. Dispensa de cantidades moderadas de materiales radiactivos

Se usan los valores del Cuadro 1 de la referencia [4] y el Cuadro I.1 de la referencia [2], aplicables a *fuentes* radiactivas selladas o no selladas, elementos contaminados, mezclas, y cualquier otra

⁴ Información también disponible en <https://www.sepr.es/profesionales/radioisotopos/>

variedad de desecho radiactivo que no signifique una emisión o vertido desde una *instalación* radiactiva. Para que un desecho se considere que está por debajo del nivel de *dispensa*, debe cumplir al menos uno de dos criterios, ya sea la *actividad* de *dispensa* o la concentración de *actividad* de *dispensa*.

El criterio de *dispensa* por *actividad* suele usarse para la *dispensa* de *fuentes* radiactivas selladas o *fuentes* no selladas de un tamaño muy pequeño; en estos casos, aunque la concentración de *actividad* es alta, la *actividad* total resulta baja y, de esta manera, facilitar la aplicación de la *dispensa*.

El criterio de *dispensa* por concentración de *actividad* suele usarse para la *dispensa* de *fuentes* no selladas de tamaño considerable, soluciones, mezclas y elementos contaminados, en donde el material radiactivo está acompañado de cantidades importantes de material no radiactivo. Aunque la cantidad total de *actividad* de un material sea superior al nivel de *dispensa*, es posible aplicar el criterio de concentración de *actividad* y, de esta manera, facilitar la aplicación de la *dispensa*.

iv. **Dispensa de vertidos en forma líquida**

Se usan los valores del el Cuadro 2 del Apéndice 1 de la referencia [19], aplicables a vertidos en forma líquida, desde una *instalación* radiactiva. Para que un desecho se considere que está por debajo del nivel de *dispensa*, debe cumplir simultáneamente con dos criterios: que la concentración de *actividad* en el momento de vertido sea inferior a la concentración límite, y que la emisión total en un año no supere el límite de emisión anual.

Las instalaciones que manipulen *fuentes* no selladas y que tengan vertido continuo desde la misma, deben garantizar que en ningún momento se realicen vertimientos con concentraciones de *actividad* por encima del límite de concentración. Por otra parte, las instalaciones que tienen sistema de almacenamiento y decaimiento de desechos líquidos, en las cuales el vertido se realiza solo en los momentos que se cumplen ciertas condiciones, debe garantizar que en esos momentos de descarga de los recipientes de almacenamiento se cumpla el criterio de concentración de *actividad*.

Respecto a la aplicación del criterio de emisión total en un año, conviene anotar que es un proceso complejo, cuya verificación requiere tener la información de vertidos realizados durante un año. Cada vez que se realice vertimiento, se debería caracterizar la magnitud del mismo. En cuanto a la *actividad* en la emisión, como ya se anotó, la ecuación (B.1) es la expresión idealizada para determinar la *actividad* vertida, que en principio requiere conocer la concentración de *actividad* y el

caudal vertido en cada momento, lo que se puede conseguir con la medición continua de las dos variables para, con esta información, realizar la integración.

En los casos en donde no se cuente con la posibilidad de medición continua de las variables de concentración de *actividad* y de caudal vertido, todavía es factible la cuantificación para realizar la integración, ya que la alternativa para estimar la *actividad* vertida es mediante un programa de muestreo discreto que facilita obtener un número de parejas de datos de las variables que permita hacer una aproximación numérica de la integral. Vale decir que una caracterización usando muestreo puntual da información que posibilita correlacionar la magnitud de los vertidos con las situaciones operacionales propias de la *instalación* y, con ello, tener un mayor grado de confiabilidad en la estimación de la *actividad* total vertida en el año para, de esta forma, demostrar el cumplimiento de este criterio para el vertido incondicional de efluentes radiactivos.

v. Dispensa de emisiones gaseosas

Se usan los valores del Cuadro 1 de la referencia [4], aplicables a emisiones gaseosas desde una *instalación* radiactiva. Para que un desecho se considere que está por debajo del nivel de *dispensa*, debe cumplir simultáneamente con tres criterios: que la tasa de emisión de *actividad* anual, mensual y diaria sean inferiores a los valores límite que exhibe la tabla.

La determinación de las tasas de emisión en corrientes gaseosas por lo general requiere medición continua con equipos diseñados específicamente para esta tarea, así que es recomendable que las instalaciones que tengan un potencial significativo de generar emisiones gaseosas radiactivas (ciclotrones, radiofarmacias centralizadas con ^{131}I) dispongan de sistemas que determinen la *actividad* emitida al aire libre para, de esta forma, demostrar el cumplimiento de este criterio para emisión incondicional de gases o aerosoles radiactivos.

c. Asignación del Grupo de desechos

Los conceptos presentados en iii sirven para asignar al Grupo 1 (desechos exentos) los materiales que cumplen con los criterios de *dispensa*; por otra parte, se conoce que en Colombia no se prevé la generación de desechos radiactivos del Grupo 6 (nivel alto), así que para facilitar el proceso de asignación de Grupo se presenta en la Tabla B-5 una adaptación de la Tabla 3-2, en donde el autor propone el uso de ciertos intervalos de periodo y categoría para dicha asignación.

En el caso de materiales que sean una mezcla de diversos radionucleidos, se recomienda que la asignación del Grupo de desechos se realice tomando como periodo, aquel que sea el más

grande dentro del grupo de radionucleidos y determinar la categoría del desecho usando el criterio de agregación de *fuentes* estipulado en el artículo 10 de la referencia [5].

Tabla B-5: Propuesta para la clasificación de desechos radiactivos según periodo y categoría

Grupo	Clase	Intervalo de periodo	Categoría de las fuentes
2	De muy corta vida	< 100 días	Cualquiera
3	De nivel muy bajo	entre 100 días y 6 años	4 y 5
		> 6 años	5
4	De nivel bajo	entre 100 días y 6 años	1, 2 y 3
		> 6 años	3 y 4
5	De nivel intermedio	> 6 años	1 y 2

Fuente: elaboración del autor

Como se mencionó en el Capítulo 5, en lo que corresponde a las acciones por parte del generador, los requisitos para la *gestión de los desechos* radiactivos de los Grupos 3 al 5 son idénticos y, por lo anterior, en la guía se tratan las recomendaciones para éstos grupos en un solo paquete.

d. Guía de gestión para desechos del Grupo 2

vi. Diseño y aspectos locativos en gestión de desechos radiactivos del Grupo 2

Los aspectos del diseño asociados a los desechos radiactivos en instalaciones generadoras de desechos del Grupo 2 que se incluyen en esta Guía son los siguientes: sistema de gestión de vertidos, áreas para gestión de desechos, flujo de desechos radiactivos, *seguridad física*, y blindajes.

vi.1 Sistema de gestión de vertidos:

El tema central que hace necesario el diseño e implementación de sistemas de gestión de vertidos es el uso de ^{131}I con fines médicos. Por esta razón, esta Guía presenta un método de cálculo para determinar la capacidad mínima requerida por un sistema de decaimiento de aguas residuales para servicios médicos usuarios de ^{131}I , en el cual se determinan las principales variables del sistema, como lo son el tiempo de llenado, volumen y cantidad de tanques de decaimiento requeridos, a partir de diferentes datos de entrada de fácil obtención por parte de la *instalación*. Este método de cálculo se propone como una herramienta de utilidad para dimensionar y presupuestar el sistema de tanques

de decaimiento para los servicios, tanto de diagnóstico como de terapia, en el marco del cumplimiento de la regulación colombiana en este sentido.

Debido a la necesidad de garantizar la protección del público y del ambiente de los riesgos generados por vertimientos radiactivos, las instalaciones de medicina nuclear que administran este radionucleido deben contar con un sistema para el manejo adecuado de los vertimientos radiactivos generados por los pacientes, quienes, luego de la administración del compuesto radiactivo, son hospitalizados en habitaciones que han de estar diseñadas para dirigir la orina a sistemas de manejo de vertimientos [27] [17], donde pueden ser retenidos para su decaimiento, hasta que alcancen niveles de *actividad* y de concentración de *actividad* por debajo de los límites autorizados, ya que pueden generar una contribución significativa a la *dosis* de radiación recibida por ciertos segmentos de público (no ocupacionalmente expuesto a la radiación ionizante) que labora en actividades relacionadas con redes de alcantarillado [28]. De acuerdo con la regulación colombiana respecto a vertimientos de material radiactivo [4] [5], la cantidad límite de vertido líquido a masas de agua para ^{131}I es de 1×10^7 Bq/año, sin que se supere durante cada vertimiento una concentración de $1,9 \times 10^1$ Bq/l.

Para el diseño de un sistema de retención y decaimiento se requiere del tratamiento de diferentes variables [29]. Considerando la necesidad de encontrar la mejor alternativa de implementación de un sistema de retención y descarga que esté a la medida de las necesidades del servicio, y no un sistema sobredimensionado que represente un alto costo o, por el contrario, un sistema que no posea la capacidad de retención requerida, este trabajo propone un método de cálculo que permite determinar las características más relevantes del sistema, como lo son los tiempos de retención, *actividades* máximas y de descarga, volumen y número de tanques de decaimiento, a partir del tratamiento de variables de entrada sencillas de determinar para cualquier *instalación* médica que cuente con el servicio de yodoterapia hospitalaria, para así obtener una solución que cumpla los requisitos regulatorios en materia de vertimientos de material radiactivo.

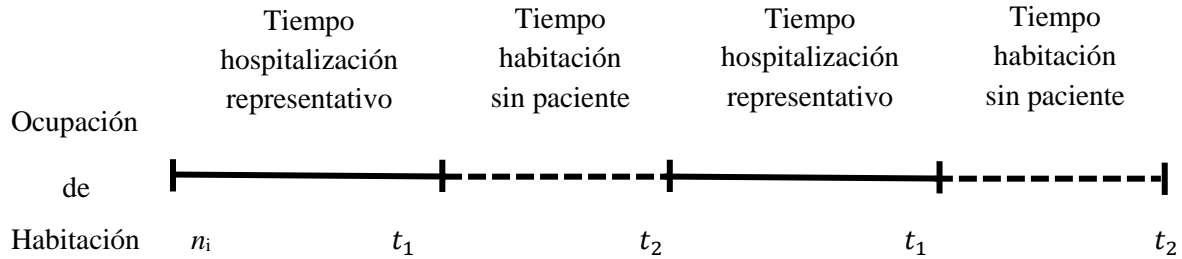
Actividad que ingresa al sistema de decaimiento

Como punto de partida, se supone un servicio de medicina nuclear que cuenta con n habitaciones, donde son internados pacientes a los cuales se les administra una *actividad* representativa, a_0 , dato que puede estimarse basado en los registros históricos del servicio o en la capacidad proyectada (si se considera ampliar la prestación del servicio en un corto plazo o el diseño de un servicio nuevo). El paciente es internado por un tiempo de hospitalización representativo, t_1 ; el tiempo en el cual la habitación se encuentra sin paciente se denomina t_2 . De esta manera, para cada habitación del

servicio, los tiempos tienen lugar secuencial y cíclicamente, de acuerdo con lo ilustrado en la

Fuente: elaboración del autor

Figura B-2: Esquema de ocupación de una habitación del servicio de yodoterapia.



Fuente: elaboración del autor

La *actividad* excretada por un paciente, a_p , a lo largo de su hospitalización, está determinada por:

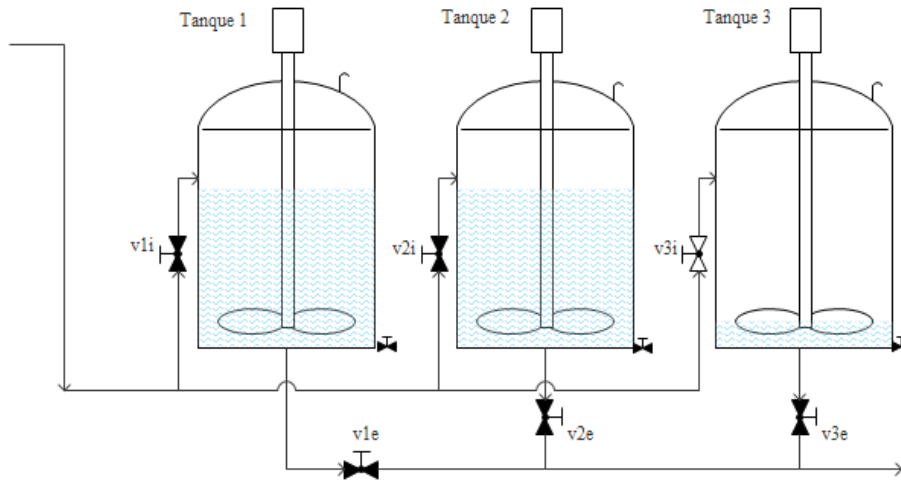
$$a_p = a_0 f \quad (B3)$$

donde f es la fracción de la *actividad* administrada que es excretada por el paciente en el tiempo t_1 . Por tanto, la *actividad* vertida por los baños de las habitaciones del servicio en el intervalo $(t_1 + t_2)$ está dada por na_0f . Los inodoros de los baños del servicio deben estar conectados al sistema de retención y decaimiento. En consecuencia, todos los vertimientos allí generados desaguan a un tanque de decaimiento, como se muestra en la Figura B-3.

Funcionamiento del sistema de retención tipo

El sistema de retención tipo, propuesto en esta Guía consiste en una serie de n tanques iguales, donde uno se encuentra en turno de llenado y los demás se encuentran llenos en turno de decaimiento. En la Figura B-3 se esquematiza un sistema de tres tanques, donde el tanque número 3 se encuentra en turno de llenado, recibiendo los efluentes de todos los baños de las habitaciones de yodoterapia; cuando dicho tanque se llena, se cierra la válvula de acceso v_{3i} , dejándolo en turno de decaimiento. En forma simultánea, se vacía rápidamente el tanque 1 y se deja en turno de llenado, abriendo la válvula v_{1i} . Para una mayor comprensión, la Tabla B-6 presenta la configuración de las válvulas del sistema tipo en los diferentes turnos de llenado y decaimiento.

Figura B-3: Esquema de un sistema de retención y decaimiento con 3 tanques.



Fuente: elaboración del autor (Se muestra la configuración para el turno de llenado del tanque 3)

Tabla B-6: Configuración de las válvulas del sistema tipo en los diferentes turnos

Turno	v1i	v2i	v3i	v1e	v2e	v3e
Llenado tanque 3	C	C	A	C	C	C
Vaciado tanque 1	C	C	C	A	C	C
Llenado tanque 1	A	C	C	C	C	C
Vaciado tanque 2	C	C	C	C	A	C
Llenado tanque 2	C	A	C	C	C	C
Vaciado tanque 3	C	C	C	C	C	A

Fuente: elaboración del autor (C = válvula cerrada; A = válvula abierta)

Balance de ¹³¹I en el tanque en turno de llenado

Es necesario realizar el balance de material radiactivo del tanque en turno de llenado, es decir la relación entre los núcleos de ¹³¹I que ingresan al tanque y aquellos que se desintegran, para lo cual se parte de considerar los núcleos *N* que ingresan al tanque en el ciclo (*t*₁ + *t*₂), usando la ecuación B3, obteniendo:

$$na_0f = N\lambda \rightarrow \frac{na_0f}{\lambda} = N \tag{B4}$$

donde λ es la constante de decaimiento radiactivo, la cual es equivalente a:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \tag{B5}$$

donde *T*_{1/2} es el periodo de *semidesintegración* del radionucleido de interés. Si se simplifica el sistema suponiendo que la velocidad de ingreso de núcleos de ¹³¹I al tanque en turno de llenado es constante, la tasa de ingreso de núcleos radiactivos \dot{N} al mismo está dada entonces por:

$$\dot{N} = \frac{N}{(t_1 + t_2)} \quad (\text{B6})$$

Reemplazando N por lo obtenido en (B4) y (B5) se tiene:

$$\dot{N} = \frac{na_0fT_{1/2}}{\ln 2(t_1 + t_2)} \quad (\text{B7})$$

Nótese que \dot{N} depende únicamente de parámetros conocidos por la *instalación*, así que en principio es conocido y fácil de calcular. El balance de ^{131}I para el tanque en turno de llenado se plantea igualando el cambio en el número de núcleos de ^{131}I dentro del mismo, con la diferencia entre la tasa de ingreso \dot{N} y el decaimiento de los N_t que hay en el tiempo t en el tanque, y está determinado por la ecuación (B8).

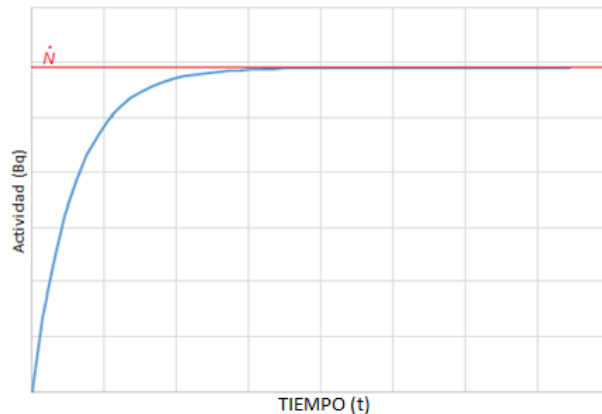
$$\frac{dN_t}{dt} = \dot{N} - N_t\lambda \quad (\text{B8})$$

Solucionando la ecuación diferencial (B8) para las condiciones iniciales ($t = 0 \rightarrow N_t = 0$), se obtiene la ecuación (B9), que sirve para conocer la *actividad* en el tanque A_t como función del tiempo t .

$$A_t = \dot{N} \left(1 - e^{-\frac{t \ln 2}{T_{1/2}}} \right) \quad (\text{B9})$$

Esta expresión tiene un comportamiento asintótico, como lo indica Figura B-4, donde A_t tiende a \dot{N} a medida que t aumenta.

Figura B-4: *Actividad en un tanque durante el turno de llenado*



Fuente: elaboración del autor

Caudal y volumen del tanque de retención

En un sistema de retención y decaimiento, las aguas residuales provenientes de todas las habitaciones llegan al tanque en turno de llenado de volumen individual V . El caudal promedio de llenado del tanque está dado por:

$$q = \frac{nt_1(q_p + q_b)}{(t_1 + t_2)} \quad (\text{B10})$$

donde q es el caudal promedio de llenado del tanque [litros/día], q_p es el caudal promedio de orina del paciente, y q_b el caudal de agua promedio de descarga del tanque del baño [litros/día].

De la misma forma, el tiempo de llenado t_f [días] de un tanque de volumen V estaría dado por la siguiente expresión:

$$t_f = \frac{V}{q} \quad (\text{B11})$$

Actividad de descarga del tanque

Después de alcanzada la capacidad volumétrica del tanque, este se cierra y el caudal q es transferido al siguiente tanque conforme a la Tabla B-6, cuando la válvula de ingreso al tanque se cierra este contiene su máxima *actividad* A_m . La *actividad* en el tanque en turno de decaimiento está definida únicamente por el decaimiento radiactivo y está dada por:

$$A = A_m e^{-\frac{t \ln 2}{T_{1/2}}} \quad (\text{B12})$$

donde A_m se determina con la ecuación (B9) calculada para $t = t_f$.

De la misma forma, la *actividad* que será vertida al sistema de alcantarillado A_d , cuando se vacíe el tanque, está dada por:

$$A_d = A_m e^{-\frac{t_f (m-1) \ln 2}{T_{1/2}}} \quad (\text{B13})$$

donde m es el número proyectado de tanques del sistema (suponiendo que todos los tanques son de la misma capacidad).

El comportamiento de la *actividad* contenida en un tanque desde el inicio de su llenado, hasta el momento del vertimiento del volumen almacenado, se muestra graficado en la Figura B-5, donde el eje de las ordenadas se encuentra en escala logarítmica y A_m , A_d y t_f son variables que dependen directamente de \dot{N} , q , V y m .

Actividad descargada al año A_n

La *actividad* descargada al año, A_n , se calcula de acuerdo con la siguiente expresión:

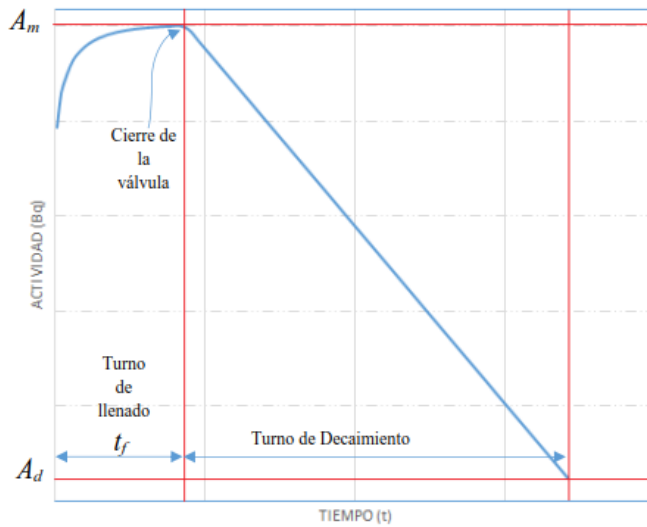
$$A_n = A_d \frac{365 \text{ días}}{t_f} \quad (\text{B14})$$

Combinando las ecuaciones (B14), (B13) y (B9) se obtiene la ecuación de diseño del sistema, así:

$$A_n = \dot{N} \left(1 - e^{-\frac{t_f \ln 2}{T_{1/2}}} \right) \left(e^{-\frac{t_f (m-1) \ln 2}{T_{1/2}}} \right) \left(\frac{365 \text{ días}}{t_f} \right) \quad (\text{B15})$$

Si se reemplaza A_n por el valor conocido del límite de descarga al año L_n , conocido \dot{N} y para un número de tanques supuesto m , la única incógnita de la ecuación (B15) es t_f , así que para calcular el tiempo de llenado se debe resolver la misma. Una vez hallado t_f , es fácil calcular el volumen mínimo del tanque a partir de la ecuación (B11).

Figura B-5: Comportamiento de la *actividad* de un tanque de decaimiento a través del tiempo



Fuente: elaboración del autor

Tasa de emisión en concentración de actividad

La concentración de *actividad*, C_d , de descarga de cada tanque está dada por la siguiente expresión

$$C_d = \frac{A_d}{V} \quad (\text{B16})$$

De acuerdo con lo establecido en la regulación nacional colombiana [19], la concentración de *actividad* límite L_d para ^{131}I es 19 Bq/l, la cual no debe ser superada en el momento de la descarga. En el caso que C_d sea superior a L_d , una opción es realizar una dilución con un volumen adicional de agua, V_d , de acuerdo con la siguiente expresión:

$$L_d = \frac{A_d}{(V+V_d)} \quad \rightarrow \quad V_d = \frac{A_d}{L_d} - V \quad (\text{B17})$$

Con el fin de dar mayor claridad respecto al desarrollo del método, en el siguiente numeral se muestra un ejemplo de aplicación, y los resultados se comparan con un sistema real en una *instalación* con servicio de yodoterapia.

Ejemplo de aplicación

En el ejemplo seleccionado, tomado de [29], se diseñó, instaló y colocó en funcionamiento un sistema de gestión de aguas residuales en un servicio de medicina nuclear en un hospital en Tailandia, que cuenta con un sistema de 4 tanques ($m = 4$). Los datos de entrada de acuerdo a las características del servicio, se muestran en la Tabla B-7.

Tabla B-7: Datos de entrada para el desarrollo del método

Variable	Símbolo	Unidades	Valor	Fuente
Tiempo de hospitalización	t_1	días	3	[29]
Tiempo habitación sin paciente	t_2	días	0,5	Estimativo
Número de habitaciones	n	N°	5	[29]
Actividad administrada representativa	a_0	Bq	7,40E+09	[29]
Fracción excretada por paciente	f		0,85	[17]
Periodo radionucleido de interés	$T_{1/2}$	días	8,02	[23]
Caudal de excretas descargadas por paciente por día	q_p	litros/día	1,5	[30]
Caudal del agua vertida por un inodoro	q_b	litros/día	17,1	Estimativo

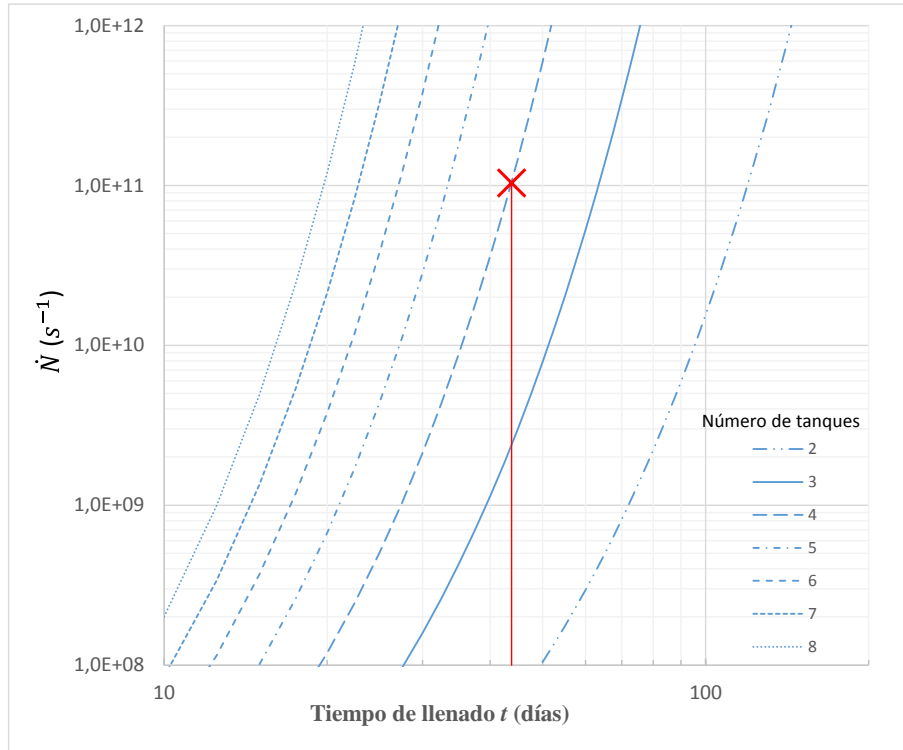
El primer paso es calcular los parámetros de entrada para el método, como son \dot{N} y q . Aplicando la ecuación (B7), se obtiene $\dot{N} = 1,0 \times 10^{11} \text{ s}^{-1}$; y aplicando la ecuación (B10), se obtiene $q = 80 \text{ l/día}$.

Teniendo en cuenta que la ecuación (B15) no es explícita en t_f , se presenta la Figura B-6, que es la solución gráfica de la misma, donde es posible calcular t_f para un valor dado de \dot{N} y m ; para el ejemplo en desarrollo, se obtiene $t_f = 43,8$ días.

Usando la ecuación (B11), se obtiene el volumen del tanque $V = 3504 \text{ l}$. En la referencia [29] el volumen real de cada tanque es 4000 l, con lo que claramente se observa el ajuste del método a una

condición real, en el sentido que el resultado de volumen calculado es el 88 % del sistema real descrito, situación apenas esperable puesto que el sistema real necesariamente debe contemplar las holguras en capacidad que permita atender situaciones de generación de vertimientos por encima de los valores de diseño.

Figura B-6: Solución gráfica de la ecuación de diseño



Fuente: elaboración del autor

La concentración en la descarga se calcula con la ecuación (B16), obteniendo $C_d = 342 \text{ Bq/l}$, lo que significa que es necesaria una dilución en la descarga para cumplir con el límite de norma L_n . Usando la ecuación (B17), se obtiene que el volumen de agua de dilución es $V_d = 59654 \text{ l}$. En la práctica, sería necesario asegurar que la descarga de los 3504 l del tanque se hace disolviendo con 59654 l de líquido adicional, lo cual es viable por ejemplo empleando los vertimientos manejados por la planta de tratamiento principal del hospital.

Este método de cálculo se desarrolla bajo algunos supuestos, como lo son una tasa de ingreso de actividad constante y un sistema de tanques en serie, para los cuales podrían ser propuestos otros modelos que se ajusten más al fenómeno real o a la configuración del sistema deseada.

vi.2 Áreas para gestión de desechos del Grupo 2:

Las áreas para gestión de desechos radiactivos son aquellas en donde se realiza alguna etapa de la gestión, como caracterización y almacenamiento. Las especificaciones de las áreas para caracterización están expuestas en i.3. A continuación, se lista una serie de recomendaciones asociadas a las áreas para almacenamiento de desechos en instalaciones generadoras del Grupo 2, con énfasis en las aplicaciones médicas, como medicina nuclear y radiofarmacia.

- Volumen: A partir de la caracterización teórica y/o experimental es posible conocer el volumen mínimo de la zona de almacenamiento a partir del conocimiento del volumen y de la masa promedio y de la *actividad* promedio generada de desechos de cada radionucleido manejado. Usando siguiente expresión.

$$V_{min} = \sum_1^n v_i t_i = \sum_1^n v_i \times t_{1/2i} \times \frac{\ln \frac{a_i}{a_{di}}}{\ln 2} \quad (B18)$$

donde: V_{min} Volumen mínimo de la zona de almacenamiento de desechos [Litros]

n Número de radionucleidos manejados en la *instalación*

v_i Volumen promedio diario de generación de desechos para el radionucleido i [Litros]

$t_{1/2i}$ Periodo de *semidesintegración* del radionucleido i [días]

t_i Tiempo de almacenamiento para desechos que contienen el radionucleido i [días]

a_i Concentración de *actividad* promedio diaria generada para el radionucleido i [Bq/kg]

a_{di} Concentración de *actividad* de *dispensa* para el radionucleido i [Bq/kg]

- Criterio de *dispensa*: Es importante tener en cuenta que la ecuación (B18) puede ser usada, tanto para desechos que se dispensarán con el criterio de concentración de *actividad* como con desechos a dispensar con el criterio de *actividad* total. En ella, se supone una generación homogénea y permanente de desechos en la *instalación* y que la misma está caracterizada en términos de los valores promedio de volumen, masa y *actividad* generada por día.
- Materiales de la superficie: Se recomienda que toda la superficie interna del área de almacenamiento de desechos tenga superficies lisas, inertes químicamente, y que permitan una fácil descontaminación.

-
- Organización del área: Debe construirse de tal manera que se permita el ingreso de nuevos desechos y el retiro de los desechos a dispensar, sin interferencia espacial de los demás desechos almacenados. El uso de gavetas o estantes puede ser una solución práctica.
 - Contaminación cruzada: Se recomienda evitar el contacto entre desechos que contengan diferentes radionucleidos, destinar siempre secciones específicas para radionucleidos específicos, con lo cual se limita la probabilidad de contaminación cruzada.
 - Holgura: Al volumen mínimo calculado por la ecuación (B18) es un valor que se le debe adicionar una previsión de volumen para generación, por encima de los promedios, así como las áreas adicionales necesarias para garantizar la no interferencia espacial entre desechos.
 - Clasificación de zonas: Se recomienda clasificar las áreas para gestión de desechos, como *zonas controladas*.
 - Aspectos locativos: Se recomienda disponer de una correcta iluminación interna, ventilación y señalización dentro del área de almacenamiento.

vi.3 Flujo de desechos radiactivos:

El flujo de desechos del Grupo 2 está determinado desde el lugar de generación hasta el sitio de almacenamiento, ya que se infiere que el área de almacenamiento está diseñada para que el retiro de los desechos se haga cuando los mismos cumplen los criterios de *dispensa*. El objetivo fundamental del diseño del flujo de desechos es minimizar la probabilidad de contaminación cruzada y de la *dosis* de trabajadores, público y pacientes, para lo cual se proponen los siguientes lineamientos para el diseño del flujo de desechos:

- Para prácticas médicas, la generación puede darse en la zona de preparación de los radiofármacos o bien en los lugares donde se encuentra el paciente, así que el diseño de las instalaciones debe hacerse de manera que se minimice la distancia entre el punto de generación y el área de almacenamiento. Lo anterior puede lograrse, haciendo que el área de almacenamiento de desechos sea contigua al cuarto caliente y lo más cercana posible a los locales ocupados por el paciente.
- La trayectoria de los desechos radiactivos debería preferentemente estar incluida en la *zona controlada* de la *instalación* para, de esta manera, evitar exposición del público.

- La trayectoria de los desechos radiactivos debería evitar en la medida de lo razonable las trayectorias frecuentes de los trabajadores y pacientes, para así minimizar los escenarios de contaminación cruzada.

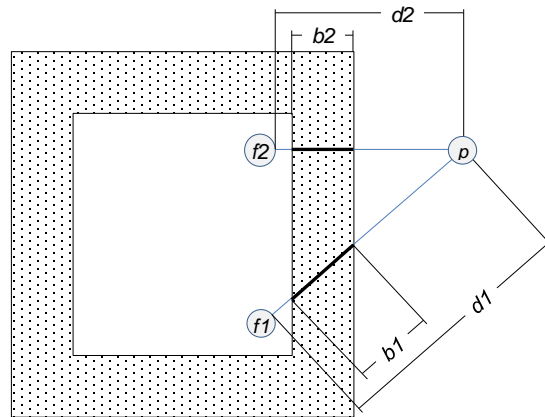
vi.4 Seguridad física para el Grupo 2:

Los aspectos de *seguridad física* en gestión de desechos radiactivos, en general, están enmarcados en la operación de almacenamiento de los mismos. El objetivo fundamental del diseño de la *seguridad física* es minimizar la probabilidad de pérdida de control de los desechos y evitar el acceso a los mismos por parte de personal no autorizado; la referencia [31] contiene detalles de las recomendaciones internacionales de *seguridad física* de las *fuentes* radiactivas. Para facilitar lo anterior, se proponen los siguientes lineamientos para el diseño de los sistemas de *seguridad física* de desechos del Grupo 2.

- La referencia [31] establece una clasificación por Grupos de seguridad, y las características de los desechos radiactivos del Grupo 2 corresponden en términos generales al Grupo de seguridad C, para el que se recomienda establecer medidas para impedir el acceso no autorizado y verificar la presencia de la *fente* en intervalos establecidos y medidas para garantizar el uso seguro de la *fente* y protegerla adecuadamente como un activo, verificando su presencia a intervalos establecidos.
- Se recomienda el establecimiento de medidas administrativas generales, tales como realizar una evaluación de la amenaza que sirva como base para definir el alcance de las medidas de seguridad, incluir en los planes de emergencia escenarios en los cuales se vulnere el sitio de almacenamiento, y manejar la información de la *seguridad física* con la confidencialidad requerida.
- Los desechos radiactivos deben estar sujetos a un inventario que se verifique con una frecuencia que se encuentre dentro del tiempo de almacenamiento previsto y cuando se realice un ingreso o egreso de desechos.
- Se recomienda establecer un sistema de control de acceso al área de almacenamiento. Normalmente una barrera de ingeniería, con un protocolo que garantice que solo los responsables tienen el acceso bajo condiciones ya previstas, es suficiente.

vi.5 Blindajes:

Los aspectos de blindajes en gestión de desechos radiactivos, en general, están definidos por los niveles de radiación que generan los desechos en las cercanías del local de almacenamiento de los mismos. El objetivo fundamental del diseño de blindajes es reducir las *dosis* en los puntos de interés cercanos al almacén de desechos, para que se garanticen magnitudes de las mismas por debajo de valores considerados como aceptables. A continuación, se presenta una propuesta metodológica sencilla para determinar la *dosis* causada en un punto de interés externo al local de almacenamiento, debida a un grupo de desechos radiactivos almacenados. Para facilitar el entendimiento, se presenta en primer lugar la Figura B-7, donde se esquematiza un caso simplificado donde hay 2 desechos radiactivos *f1* y *f2* almacenados en un local que ofrece una pared de blindaje de radiación gamma de espesor *b2*.

Figura B-7: Esquema simplificado para diseño de blindajes

Fuente: elaboración del autor

La tasa de *dosis* en el punto de interés *p* se puede estimar con la ecuación (B19):

$$\dot{H}_p = \dot{H}_{0,d1} T_{b1} + \dot{H}_{0,d2} T_{b2} \quad (\text{B19})$$

donde: \dot{H}_p Tasa de *dosis* total en el punto *p* [uSv/h]

$\dot{H}_{0,d1}$ Tasa de *dosis* causada por el desecho 1 en el punto *p* sin interponer blindaje [uSv/h]

T_{b1} Transmisión debida al espesor de blindaje *b1*

$\dot{H}_{0,d2}$ Tasa de *dosis* causada por el desecho 2 en el punto *p* sin interponer blindaje [uSv/h]

T_{b2} Transmisión debida al espesor de blindaje *b2*

El caso generalizado es tener una cantidad de n desechos y m espesores consecutivos de blindaje interpuestos entre el desecho y el punto de interés; en dicho caso, la tasa de *dosis* en el punto de interés está dada por:

$$\dot{H}_p = \sum_1^n (\dot{H}_{0,di} \prod_1^m T_j) \quad (\text{B20})$$

donde: \dot{H}_p Tasa de *dosis* total en el punto p [uSv/h]

$\dot{H}_{0,di}$ Tasa de *dosis* causada por el desecho i en el punto p sin interponer blindaje [uSv/h]

T_j Transmisión debida al espesor j de blindaje

$\dot{H}_{0,di}$ se puede calcular con la ecuación (B21):

$$\dot{H}_{0,di} = \frac{\Gamma_i \times A_i}{d_i^2} \quad (\text{B21})$$

donde: Γ_i Tasa de *dosis* a 1 metro generada por cada MBq desecho i [(uSv m²)/(h MBq)]

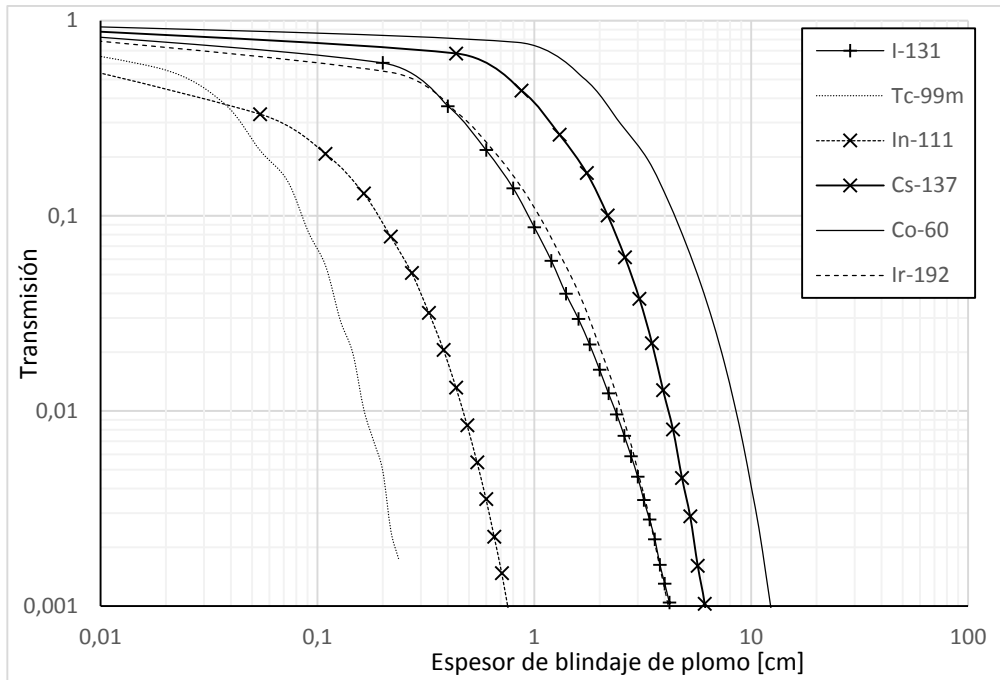
A_i Actividad del desecho i [MBq]

d_i Distancia entre el desecho i y el punto de interés [m]

T_j varía en función del espesor neto, del material del blindaje j y del radionucleido que compone el desecho i . En la Figura B.8 se presentan de forma gráfica los valores de T obtenidos para algunos radionucleidos y espesores usuales de plomo; la información fue adaptada por el autor, a partir de las bibliografías [32] y [33], y se procesó de manera que permite hallar fácilmente los valores de T . Para otros materiales de blindaje u otros radionucleidos, se recomienda consultar las bibliografías citadas o alternatively usar la herramienta web de uso gratuito [34].

Una vez obtenida la tasa de *dosis* en un punto de interés, es posible calcular la *dosis* acumulada por una persona H que se ubique en ese punto durante un tiempo t . La *dosis* total H_{total} se calcula con la ecuación (B22) y es la suma de las *dosis* acumuladas por una persona por su ubicación en los l puntos de interés durante un periodo determinado de tiempo t_{total} . Dicha *dosis* total es el parámetro que se compara con la restricción de *dosis* de diseño.

$$H_{total} = \sum_1^l \dot{H}_l \times t_l \quad (\text{B22})$$

Figura B-8: Transmisiones para diversos emisores gamma, en función del espesor de plomo.

Fuente: elaboración del autor adaptado de [32] y [33]

vii. Aspectos documentales para el Grupo 2

A continuación, se presentan los procedimientos escritos recomendados para apoyar la *gestión de los desechos* del Grupo 2, así como una breve descripción de las características de cada uno.

- Caracterización de desechos radiactivos: el alcance cubre los desechos sólidos y los vertimientos. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas, dirigidas a los operadores que realizarán la tarea de caracterización, describiendo la preparación y uso de los equipos, materiales y preparación de áreas, la vigilancia radiológica de las personas, los controles operacionales a realizar, los formatos a diligenciar y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes para realizar la caracterización con eficacia, eficiencia y seguridad.

Se recomienda que las opciones de segregación y reducción de volumen estén contempladas en los procesos de caracterización y, de la misma manera, es importante que en este procedimiento se incluya el cálculo del tiempo de almacenamiento, ya que es un parámetro a considerar en almacenamiento y *dispensa*. Como una guía general, se pueden seguir los lineamientos de los numerales *i* y *iii*.

- Control de desechos radiactivos: el alcance cubre los desechos sólidos y los vertimientos. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas, dirigidas a los operadores que realizarán las tareas de almacenamiento, control de inventario de desechos almacenados, controles operacionales en el transporte y verificación del desempeño de los blindajes del área de almacenamiento. Es importante la descripción de la preparación y uso de los equipos y materiales, la vigilancia radiológica de las personas, los formatos a diligenciar y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes para realizar el almacenamiento con eficacia, eficiencia y seguridad. Como una guía general para la estructuración de este procedimiento, es pertinente seguir los lineamientos del numeral v.
- Dispensa de desechos: el alcance cubre los desechos sólidos y los vertimientos. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas, dirigidas a los operadores que realizarán las tareas de verificación de niveles por debajo de *dispensa*, control de inventario de desechos dispensados y controles operacionales en la *dispensa*. Se recomienda incluir la descripción de la preparación y uso de los equipos y materiales, la vigilancia radiológica de las personas, los formatos a diligenciar y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes para realizar la *dispensa* con eficacia, eficiencia y seguridad. Como una guía general para la estructuración de este procedimiento, es pertinente seguir los lineamientos del numeral iii.

viii. Aspectos gerenciales para el Grupo 2

Como se ha mencionado, los aspectos gerenciales corresponden a las situaciones que dependen en gran medida de las políticas y estrategias de la alta dirección de una *instalación*. Se asocian a los grandes planes y programas que deben estar presentes para la *práctica* segura. A continuación se presentan algunas recomendaciones en este sentido:

- Criterios para la *dispensa*: es importante que la aplicación de los criterios de *dispensa* esté claramente definida en la *instalación*, en función de la caracterización de los desechos radiactivos y del diseño de la *instalación*. Es importante que se haga por escrito y tenga consistencia técnica.
- Programa de protección radiológica: las operaciones de gestión de desechos radiactivos (caracterización, almacenamiento y *dispensa*) han de estar acompañadas de medidas de vigilancia radiológica de personas y áreas. Para que dichas medidas sean evaluadas, se recomienda el establecimiento de restricciones de *dosis* y de tasas de *dosis* que sirven como criterio para la evaluación de la seguridad durante las operaciones.

- Plan de emergencias: es necesario que todos los escenarios de emergencia relacionados con la gestión de desechos radiactivos estén incluidos en el plan de emergencias, incluyendo las medidas de atención y mitigación de consecuencias. El fin principal del plan de emergencias es que después de un suceso accidental o incidental la situación de los desechos retorne a las condiciones normales.

e. Guía para gestión de desechos de los Grupos 3 al 5

ix. Diseño y aspectos locativos en gestión de desechos de los Grupos 3 al 5

Los aspectos del diseño asociados a los desechos radiactivos en instalaciones generadoras de desechos de los Grupos 3 al 5 que se aplican y se incluyen en esta Guía son los siguientes: áreas para gestión de desechos, *seguridad física* y blindajes.

ix.1 Áreas para gestión de desechos para Grupos 3 al 5:

Las áreas para gestión de desechos radiactivos son aquellas en donde se realiza alguna etapa de la gestión como caracterización y almacenamiento. Las especificaciones de las áreas para caracterización de *fuentes* selladas están expuestas en ii. A continuación, se lista una serie de recomendaciones asociadas a las áreas para almacenamiento de desechos en instalaciones generadoras del Grupo 3 al 5, con énfasis en las aplicaciones industriales con *fuentes* selladas.

- Volumen: El volumen mínimo de la zona de almacenamiento se calcula fácilmente como la suma de los volúmenes individuales necesarios para almacenar de manera holgada el máximo número de *fuentes* que pudieran ser declaradas en desuso en un año, según se muestra en la ecuación (B22). Es importante aquí recordar que la normativa colombiana establece que el tiempo máximo de almacenamiento por cuenta del generador de una *fuentes* en desuso es un año [4].

$$V_{min} = \sum_1^n v_i \quad (B22)$$

donde: V_{min} Volumen mínimo de la zona de almacenamiento de desechos [Litros]

n Número de *fuentes* radiactivas en desuso generadas por año en la *instalación*

v_i Volumen mínimo con holgura de la *fuentes* en desuso i [Litros]

- Materiales de la superficie: Se recomienda que toda la superficie interna del área de almacenamiento de desechos tenga superficies lisas, inertes químicamente y que permitan una fácil descontaminación.
- Organización del área: debe construirse de tal manera que se permita el ingreso de nuevos desechos y el retiro de los desechos sin interferencia espacial de los demás desechos almacenados. El uso de gavetas o estantes puede ser una solución práctica.
- Clasificación de zonas: Se recomienda clasificar las áreas para gestión de desechos como *zonas controladas*.
- Aspectos locativos: Se recomienda disponer de una correcta iluminación interna, ventilación y señalización al interior del área de almacenamiento.

ix.2 Seguridad física para Grupos 3 al 5:

Los aspectos de *seguridad física* en gestión de desechos radiactivos en general, están enmarcados en la operación de almacenamiento de los mismos. El objetivo fundamental del diseño de la *seguridad física* es minimizar la probabilidad pérdida de control de los desechos y evitar el acceso a los mismos por parte de personal no autorizado. La referencia [31] contiene detalles de las recomendaciones internacionales de *seguridad física* de las *fuentes* radiactivas; para facilitar lo anterior, se proponen los siguientes lineamientos para el diseño de los sistemas de *seguridad física* de estos desechos.

La referencia [31] establece una clasificación por Grupos de seguridad, las características de los desechos radiactivos del Grupo 3 al 5 pueden corresponder a diversos Grupos de seguridad, de acuerdo con la categoría de peligrosidad de las *fuentes* en desuso (ver Tabla B-5). La Tabla B-8 presenta la correspondencia entre la categoría de peligrosidad de los Grupos de desechos radiactivos y el Grupo de seguridad recomendado en [31].

Los sistemas de *seguridad física* deben tener robustez, diversidad y redundancia en mayor grado, conforme aumenta la peligrosidad de las *fuentes* en desuso; dicho lo anterior, es importante definir la categoría de peligrosidad de las *fuentes* en desuso, con el fin de establecer los objetivos de desempeño de los sistemas de seguridad.

La Tabla B-9 es un resumen adaptado, donde se presentan en forma general los objetivos de desempeño de los sistemas de seguridad, en función de la categoría de peligrosidad.

Tabla B-8: Relación entre Grupos de desechos, categorías de *fuentes* y Grupos de seguridad

Grupo de desechos	Clase	Categoría de las fuentes	Intervalo de periodo	Grupos de seguridad
3	De nivel muy bajo	4 y 5	entre 100 días y 6 años	C y D
		5	> 6 años	D
4	De nivel bajo	1, 2 y 3	entre 100 días y 6 años	A y B
		3 y 4	> 6 años	B y C
5	De nivel intermedio	1 y 2	> 6 años	A y B

Fuente: adaptado de [31]

Tabla B-9: Objetivos de desempeño de los sistemas de seguridad

Grupos de seguridad	Objetivos de desempeño
D	Verificar la presencia de fuentes a intervalos
C	Verificar la presencia de fuentes a intervalos Impedir el acceso no autorizado Garantizar el uso seguro de la fuente y protegerla adecuadamente como un activo
B	Impedir el acceso no autorizado Garantizar el uso seguro de la fuente y protegerla adecuadamente como un activo Detectar oportunamente el acceso no autorizado Detectar oportunamente la adquisición de la fuente en desuso
A	Impedir el acceso no autorizado Garantizar el uso seguro de la fuente y protegerla adecuadamente como un activo Detectar oportunamente el acceso no autorizado Detectar oportunamente la adquisición de la fuente en desuso Retrasar de la adquisición hasta que la respuesta sea posible

Fuente: adaptado de [31]

- Se recomienda el establecimiento de medidas administrativas generales, tales como realizar una evaluación de la amenaza que sirva como base para definir el alcance de las medidas de seguridad, incluir en los planes de emergencia escenarios en los cuales se vulnere el sitio de almacenamiento, manejar la información de la *seguridad física* con la confidencialidad requerida.

- Los desechos radiactivos deben estar sujetos a un inventario que se verifique con una frecuencia que se encuentre dentro del tiempo de almacenamiento previsto, y cuando se realice un ingreso o egreso de desechos.
- Se recomienda establecer un sistema de control de acceso al área de almacenamiento. Normalmente una barrera de ingeniería con un protocolo que garantice que solo los responsables tienen el acceso bajo condiciones ya previstas, es suficiente.

ix.3 Blindajes para Grupos 3 al 5:

El diseño de blindajes para los locales de almacenamiento de los desechos del Grupo 3 al 5 tienen un tratamiento idéntico al presentado en el numeral v.5 para el Grupo 2 de desechos.

x. Aspectos documentales para los Grupos 3 al 5

A continuación, se presentan los procedimientos escritos recomendados para apoyar la *gestión de los desechos* del Grupo 3 al 5, así como una breve descripción de las características de cada uno.

- Caracterización de desechos radiactivos: el alcance cubre esencialmente las *fuentes* declaradas en desuso. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas, dirigidas a los operadores que realizarán la tarea de caracterización, describiendo la preparación y uso de los equipos, materiales y preparación de áreas, la vigilancia radiológica de las personas, los controles operacionales a realizar, los formatos a diligenciar y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes para realizar la caracterización con eficacia, eficiencia y seguridad.

Se recomienda que la opción de reducción de volumen esté contemplada en los procesos de caracterización, y como una guía general se pueden seguir los lineamientos del numeral *ii*.

- Control de desechos radiactivos: el alcance cubre esencialmente las *fuentes* declaradas en desuso. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas, dirigidas a los operadores que realizarán las tareas de almacenamiento, control de inventario de desechos almacenados, controles operacionales en el transporte y verificación del desempeño de los blindajes del área de almacenamiento. Es importante la descripción de la preparación y uso de los equipos y materiales, la vigilancia radiológica de las personas, los formatos a diligenciar y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes para realizar el almacenamiento con eficacia, eficiencia y seguridad. Como una guía general para la estructuración de este procedimiento, es pertinente seguir los lineamientos del numeral *viii*.

- Desmante de fuentes en desuso: Esta operación suele ser la que tiene una mayor probabilidad de producir una *dosis* significativa, en caso de no realizarse correctamente. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas dirigidas a los operadores que realizarán el desmante. Se recomienda incluir la descripción de la preparación y uso de los equipos y materiales, la vigilancia radiológica de las personas, los formatos a diligenciar, las previsiones para bloquear el *obturador* de la *fente* y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes para realizar el desmante con eficacia, eficiencia y seguridad. Con cierta frecuencia el fabricante o distribuidor de la *fente* ofrece el servicio de desmante y aseguramiento de la *fente* en desuso; esta opción es fuertemente recomendada, toda vez que la operación de desmante es singular. De todas maneras, el generador ha de garantizar las verificaciones de vigilancia radiológica durante la operación.
- Preparación y transporte de fuentes en desuso: Esta operación sucede una sola vez para cada *fente* en desuso, y su realización implica la aplicación del reglamento de transporte seguro de material radiactivo [35]. Se recomienda que incluya instrucciones precisas y detalladas, dirigidas a los operadores que realizarán preparación y transporte. Se recomienda incluir la descripción de la preparación y uso de los equipos y materiales, la vigilancia radiológica de las personas, los formatos a diligenciar y todas las particularidades propias de la *instalación* que puedan ser relevantes. Con frecuencia, empresas especializadas ofrecen el servicio de preparación y transporte de la *fente* en desuso, esta opción es fuertemente recomendada, toda vez que la operación de desmante es singular.

xi. Aspectos gerenciales para los Grupos 3 al 5

Como se ha mencionado, los aspectos gerenciales corresponden a las situaciones que dependen en gran medida de las políticas y estrategias de la alta dirección de una *instalación*. Se asocian a los grandes planes y programas que deben estar presentes para la *práctica* segura. A continuación se presentan algunas recomendaciones en este sentido:

- Criterios para la declaratoria de fuentes radiactivas en desuso: es importante que la aplicación de los criterios para declaratoria de *fuentes* en desuso esté claramente definida en la *instalación*, en función de los parámetros que correspondan: nivel de *actividad*, tiempo de servicio, obsolescencia del equipo asociado, mejora tecnológica, entre otros. Es importante que se haga por escrito y tenga consistencia técnica.
- Programa de protección radiológica: las operaciones de gestión de desechos radiactivos (declaratoria en desuso, desmante, caracterización, almacenamiento, preparación y

transporte) han de estar acompañadas de medidas de vigilancia radiológica de personas y áreas. Para que dichas medidas sean evaluadas, se recomienda el establecimiento de restricciones de *dosis* y de tasas de *dosis* que sirven como criterio para la evaluación de la seguridad durante las operaciones.

- Plan de emergencias: es necesario que todos los escenarios de emergencia relacionados con la gestión de desechos radiactivos estén incluidos en el plan de emergencias, incluyendo las medidas de atención y mitigación de consecuencias. El fin principal del plan de emergencias es que después de un suceso accidental o incidental la situación de los desechos retorne a las condiciones normales.

Bibliografía

- [1] Ministerio de Minas y Energía, *Resolución 18 1434, Reglamento de Protección y Seguridad Radiológica*. Colombia, 2002.
- [2] Organismo Internacional de Energía Atómica - OIEA, *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad, GSR Part 3*. 2016.
- [3] Ministerio de Minas y Energía, *Política para Gestión de Desechos Radiactivos en Colombia*. 2009.
- [4] Ministerio de Minas y Energía, *Resolución 18 0005, Reglamento para la gestión de los desechos radiactivos*. Colombia, 2010.
- [5] Ministerio de Minas y Energía, *Resolución 18 0052, Sistema de categorización de las fuentes radiactivas*. Colombia, 2008.
- [6] Organismo Internacional de Energía Atómica - OIEA, *Clasificación de las fuentes radiactivas Guía de seguridad*, 2009.
- [7] Ministerio de Minas y Energía, *Resolución 90874, Requisitos y procedimientos para la expedición de autorizaciones para el empleo de fuentes radiactivas y de las inspecciones de las instalaciones radiactivas*. Colombia, 2014.
- [8] D. L. Bailey, *Nuclear Medicine Physics*, 2014.
- [9] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Use of Radiotracers to Study Surface Water processes, TECDOC 1760*, 2015.
- [10] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Management of Disused Sealed Radioactive Sources - Nuclear Energy Series No. NW-T-1.3*.
- [11] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Classification of Radioactive Waste, GSG-1*. 2009.
- [12] UPME, *Plan Energetico Nacional Colombia: Ideario Energético 2050*, 2015.

-
- [13] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Management of radioactive waste from the use of radionuclides in medicine, TECDOC 1183*, 2000.
- [14] Ministerio de Minas y Energía, *Guía para la gestión de desechos radiactivos producidos en medicina nuclear clase 2 (muy baja actividad)*. Colombia, 2013.
- [15] P. Guarino, S. Rizzo, E. Tomarchio, I. Nucleare, U. Palermo, V. Scienze, P. Orleans, D. Greco, M. Nucleare, and V. Bagnera, *Gamma-Ray Spectrometric Characterization of Waste Activated Target Components in a Pet Cyclotron, Cyclotrons Their Appl. 2007, Eighteenth Int. Conf. GAMMA-RAY*, pp. 295–297, 2007.
- [16] Servicio Geológico Colombiano, *Gestión de desechos radiactivos del reactor nuclear de investigación IAN-RI IN-TNU-MRN-022 v6*. 2015.
- [17] R. Barquero, F. Basurto, C. Nuñez, and R. Esteban, *Liquid discharges from patients undergoing 131I treatments, J. Environ. Radioact.*, vol. 99, pp. 1530–1534, 2008.
- [18] R. Barquero, M. M. Agulla, and a. Ruiz, *Liquid discharges from the use of radionuclides in medicine (diagnosis), J. Environ. Radioact.*, vol. 99, no. 10, pp. 1535–1538, Oct. 2008.
- [19] Ministerio de Minas y Energía, *Resolución 4 1178, Por la cual se modifica la Resolución 18 0005*. Colombia, 2016.
- [20] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Predisposal Management of Radioactive Waste General Safety Requirements Part 5, Gen. Saf. Requir. Part 5*, pp. 1–38, 2009.
- [21] Organismo Internacional de Energía Atómica - OIEA, *Requisitos de seguridad para la gestión previa a la disposición final de los desechos radiactivos*, 2010.
- [22] Organismo Internacional de Energía Atómica - OIEA, *Glosario de seguridad tecnológica del OIEA*. 2007.
- [23] D. Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc, and C. Hickman, *Radionuclide and radiation protection data Handbook*, vol. 98, no. 1, 2002.
- [24] International Organization for Standardization - ISO, *ISO 10703 Water quality - Determination of the activity concentration of radionuclides, Method by high*

- resolution gamma Ray spectrometry*. 2007.
- [25] ICONTEC, *NTC-ISO 5667-14 Calidad del agua. Muestreo. Parte 14: Guía para el control de la calidad en el muestreo y el manejo ambiental del agua*, 1999.
- [26] ICONTEC, *NTC-ISO-5667-3: Calidad del agua. Muestreo. Parte 3: Directrices para la preservación y manejo de las muestras.*, 2004.
- [27] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Setting Authorized Limits for Radioactive Discharges: Practical Issues to Consider, TECDOC 1638*, Vienna, 2010.
- [28] S. Sundell-Bergman, I. de la Cruz, R. Avila, and S. Hasselblad, *A new approach to assessment and management of the impact from medical liquid radioactive waste*, *J. Environ. Radioact.*, vol. 99, no. 10, pp. 1572–1577, Oct. 2008.
- [29] N. Vilasdechanon, S. Ua-Apisitwong, K. Chatnampet, M. Ekmahachai, and J. Vilasdechanon, *Design of patient rooms and automatic radioiodine-131 waste water management system for a thyroid cancer treatment ward: 'Suandok Model'*, *J. Radiol. Prot.*, vol. 34, no. 3, pp. 699–708, Sep. 2014.
- [30] ICRP, *Report of the task group on reference man -Report 23*, *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, vol. 28, no. 4, pp. 448–449, 1977.
- [31] International Atomic Energy Agency - IAEA, *Security of Radioactive Sources - Interim guidance for comment, TECDOC 1355*. 2003.
- [32] Gollnick and D.A., *Basic radiation protection technology. 5rd edition. Pacific Radiation Corporation, Altadena, CA (United States)*, 31-Dec-2006.
- [33] S. M. Hubbell, J.H. and Seltzer, *Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients*, 1994. [Online]. Available: <http://eds.a.ebscohost.com.ezproxy.unal.edu.co/eds/detail/detail?vid=20&sid=a91f1e46-0588-4a5f-a776-421a7a0bc9a3%40sessionmgr4007&bdata=Jmxhbmc9ZXMmc2l0ZT1lZHMtbGl2ZQ%3D%3D#AN=edsoai.722865018&db=edsoai>. [Accessed: 04-Apr-2018].
- [34] *Rad Pro Calculator: Online Nuclear Calculations and Free Health Physics Software*. [Online]. Available: <http://www.radprocalculator.com/>. [Accessed: 04-Apr-2018].

- [35] Ministerio de Minas y Energía, Resolución 181682, *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos*, 2005.