



Estudio del impacto radiológico por vertimientos debido a la práctica de medicina nuclear en el Instituto Nacional de Cancerología E.S.E.

Emeterio Cruz Salazar

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ciencias, Departamento de Física
Bogotá D.C., Colombia
2016

Estudio del impacto radiológico por vertimientos debido a la práctica de medicina nuclear en el Instituto Nacional de Cancerología E.S.E.

Emeterio Cruz Salazar

Trabajo final presentado como requisito parcial para optar al título de:
Magister en Física Médica

Director:

PhD. María Cristina Plazas de Pinzón

Codirector:

Ms. FM. Mauricio Andrés Arciniegas Álvarez

Línea de investigación:

Medicina Nuclear - Protección Radiológica

Grupo de Investigación:

Grupo de Física Médica de la Universidad Nacional de Colombia

Universidad Nacional de Colombia
Facultad de Ciencias, Departamento de Física
Bogotá D.C., Colombia
2016

Dedicatoria

A mis hijos Mariana, Juan Esteban y Sarah, porque fueron la motivación para llevar a cabo este proyecto.

Agradecimientos

Agradezco a mis directores de proyecto la Dra. María Critina Plazas y al Físico Médico Mauricio Andrés Arciniegas, por su apoyo académico y gestión de los recursos necesarios para llevar a cabo este trabajo. También, agradezco al Instituto Nacional de Cancerología, institución que permitió el desarrollo del trabajo y proporcionó todos los recursos documentales y tecnológicos. A la Universidad Nacional de Colombia y a la Universidad Escuela Colombiana de Carreras Industriales por su aporte académico y de recursos bibliográficos.

Resumen

El objetivo de este estudio es evaluar el Impacto Radiológico generado por los vertimientos de material radiactivo del Instituto Nacional de Cancerología E.S.E, tanto al interior de la institución como el generado por las descargas al alcantarillado público. Para este fin, se realizó un cálculo del riesgo potencial de dosis a poblaciones críticas o personas representativas basado en la carga de trabajo actual del Instituto, para los materiales Tc-99m y I-131, en el ejercicio de la Medicina Nuclear. Se analizaron diferentes modelos teóricos para medir impacto radiológico y experiencias a nivel internacional para aplicarlos al contexto del Instituto Nacional de Cancerología. Otro propósito del trabajo es generar una metodología para evaluar el Impacto Radiológico, que pueda ser extrapolada a otras instituciones del país. Para esto, se deben caracterizar los vertimientos, evaluar los riesgos potenciales según las el impacto radiológico por vertimientos de material radiactivo, que pueda ser utilizada por otras instituciones del país.

Este estudio se desarrolló en el Instituto Nacional de Cancerología que es una entidad referente a nivel nacional en el tratamiento del cáncer y aportó todos los recursos para llevar a cabo el estudio con el apoyo científico del Grupo de Investigación de Física Médica de la Universidad Nacional de Colombia. Este trabajo se realiza en un momento coyuntural del país por la exigencia normativa para las instituciones que manejan material radiactivo y vierten este tipo de residuos, por tanto, la población beneficiada está constituida principalmente por los centros de Medicina Nuclear del país, debido a su responsabilidad en el manejo de estos materiales y la gestión adecuada de estos residuos. También es un aporte para que la entidad reguladora evalúe la posibilidad de zonificar a Bogotá a partir de los estudios de impacto radiológico de cada institución según la Georreferenciación de estos centros y su impacto en los sitios de vertido; y por último hay un beneficio directo a las poblaciones críticas y medio ambiente.

Palabras claves: Impacto Radiológico, Vertimientos de Material Radiactivo, Protección Radiológica, Riesgo Potencial a Poblaciones Críticas

Abstract

The aims of this study is to evaluate the radiological impact by radioactive material waste at the Colombian National Cancer Institute E.S.E, both inside the institution and that which is discharged into public sewers. To this end, we have performed a calculation of the potential risk of exposure to critical populations or sample people, based on the Institute's current workload of the materials Tc-99m and I-131 in the application of Nuclear Medicine. Varios theoretical models were analyzed to measure a radiological impact and applied international experience to the context of the National Cancer Institute. A further aim of this study is to create a methodology for evaluating radiological impact which can be extrapolated to other institutions in Colombia. In order to do this, waste must be characterized and the potential risks must be assessed.

This study was conducted at Colombia's National Cancer Institute, which is a model national organization in the treatment of cancer. All resources required to carry out the study were provided by the institute, and scientific support was provided by the Medical Physics Research Group of the National University of Colombia. This study takes place at a crucial time for the country because of the regulatory requirements for institutions that handle radioactive material and dump waste. The target population therefore consists primarily of the country's centers of Nuclear Medicine, since they are responsible for the proper handling and management of such waste. The study is also a contribution that could lead the regulatory agency to evaluate the possibility of zoning Bogota according to the studies on the radiological impact at each institution, based on the georeferencing of these centers and their impact on dump sites. Lastly, there is a clear direct benefit for critical populations and the environment.

Key Words: Radiological Impact, Radioactive Material Waste, Radiation Protection, Potential Risk to Critical Populations.

Índice general

Resumen y Abstract	IX
1. Introducción	1
2. Justificación y Objetivos.	7
2.1. Objetivos	10
2.1.1. General	10
2.1.2. Específicos	10
3. Normativa en el contexto de vertimientos radiactivos	11
3.1. Normas Colombianas - fundamento de la normativa nacional - experiencia internacional . . .	11
3.1.1. Normas nacionales que regulan los vertimientos de material radiactivo.	11
3.1.1.1. Análisis de la resolución 181434 de 2002 del Ministerio de Minas y Energía	11
3.1.1.2. Análisis de la Resolución 180005 de 2010 del Ministerio de Minas y Energía.	14
3.1.2. Fundamentación de la normativa nacional para establecer los límites para tasas de vertido de material radiactivo	17
3.1.3. Experiencias a nivel internacional para evaluación del impacto radiológico debido a vertimientos de material radiactivo	21
3.1.3.1. Documento base del estudio «Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment»	22
3.1.3.2. Estudio de caso en Suecia «Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden»	30
3.1.3.3. Estudio de caso «Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels»	38
4. Estudio de Impacto Radiológico	39
4.1. Elementos teóricos y metodología implementada para el estudio de impacto radiológico en el INC	39
4.1.1. Método de Evaluación del Impacto radiológico en el INC	40

4.1.1.1.	Análisis Interno	40
4.1.1.2.	Análisis Externo	45
4.1.1.3.	Criterio general para descargas de material radiactivo en el INC.	50
4.1.1.4.	Evaluación del Impacto Radiológico en el INC	51
4.1.1.5.	Modelos biocinéticos para estimar la actividad descargada	56
5.	Resultados y Conclusiones	67
5.1.	Aplicación de los modelos de cálculo para hallar el impacto radiológico en el INC	67
5.1.1.	Resultados	67
5.1.1.1.	Impacto Radiológico debido al Tc-99m e I-131 con base en la Fuente y los puntos de control internos:	68
5.1.1.2.	Impacto Radiológico debido al Tc-99m e I-131 - Fuente y poblaciones críticas externas	75
5.1.2.	Conclusiones	80
6.	Métodos de Control	83
6.1.	Sistemas de remoción del material radiactivo y tanques de retención	83
6.1.1.	Métodos de remoción de I-131	83
6.1.2.	Tanques de retención de material radiactivo	87

Índice de figuras

1.1. Instituto Nacional de Cancerología E.S.E.	1
1.2. El Instituto Nacional de Cancerología en su entorno	2
1.3. Cajilla que conecta con la red de alcantarillado público	4
3.1. Tasa de dosis en función de la distancia debida a una fuente de Tc-99m de actividad $10^5 Bq$.	15
3.2. Tasa de dosis en función de la distancia para: I-131 debido a una $A=10^3 Bq$ y Tc-99m debido a una $A=10^5 Bq$	16
3.3. Tabla de la World Health Organization adoptado en la Resolución 180005 de 2010 del Ministerio de Minas y Energía	18
3.4. Representación esquemática del proceso tecnológico en la planta de aguas residuales Kung-sängsverket (Uppsala). Las cajas rectangulares indican cómo el componentes han sido agrupados en compartimientos en el modelo conceptual. Tomado de Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden. p.21.	20
3.5. Vías de aporte a la dosis a la población crítica	23
3.6. Aporte a la dosis por descargas a la alcantarilla	24
3.7. Flujo para evaluar proceso de descargas	25
3.8. Cajilla del INC que recibe el material radiactivo y conecta con el sistema de alcantarillado .	27
3.10. Coeficientes para cálculo de Dosis por Irradiación - Tomado de Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment p. 79-81 . .	27
3.9. Factores de ocupación. Tomado de la referencia p. 78.	28
3.11. Coeficientes para cálculo de Irradiación por Inhalación - Tomado de Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment p. 87-89 .	29
3.12. Coeficientes para cálculos de dosis debidas a descargas en alcantarilla. Tomado de la referencia, p. 131-133	29
3.13. Coeficientes para cálculos de dosis debidas a descargas en ríos.	30
3.14. Concepto del modelo compartimental	32
3.15. Esquema del concepto para el caso real	33
3.16. Comparación de la actividad acumulada en lodo con respecto a la liberada en agua para diferentes periodos de tiempo	37

4.1. Metodología del estudio de impacto radiológico en el INC - Variables internas	40
4.2. Cajas de descarga de aguas residuales del INC que conectan con la alcantarilla pública	42
4.3. Mapa de la red de alcantarillado en el entorno del INC	43
4.4. Caja de descarga de material radiactivo - contigua a la radiofarmacia	43
4.5. Plano en donde se ubica el punto de descarga - distancias a puntos de control	44
4.6. Metodología del estudio de impacto radiológico en el INC - Variables externas	45
4.7. Entorno del INC. Tomado de Google Maps.	46
4.8. Ruta de los vertimientos de material radiactivo generados en el INC. Adaptado de la referen- cia	46
4.9. Registro fotográfico del primer tramo de la ruta de los vertimientos de material radiactivo INC	47
4.10. Planta de tratamiento el Salitre. Tomado de página Web EAAB.	48
4.11. Definición de condiciones para descargas en el INC	51
4.12. Imagen de registros de hospitalización terapia de I-131	52
4.13. Sección de la licencia de manejo del INC	52
4.14. Carga de trabajo anual de I-131 en el INC para tratamiento de cáncer	53
4.15. Carga de trabajo anual de I-131 en el INC para tratamiento de Hipertiroidismo	53
4.16. Variación de la actividad en función del tiempo	57
4.17. Dinámica de vertido de material radiactivo - modelo basado en la Guide Regulatory 8.39 . . .	58
4.18. Ajuste a partir de los datos de la referencia	59
4.19. Caudales en cajilla de interés	60
4.20. Dinámica del flujo de vertido en la caja	60
4.21. Carga contaminante en el punto de interés	61
4.22. Toma de Muestras	62
4.23. La MDA por el equipo en 60s	62
4.24. Medición de muestras	65
5.1. Punto de evaluación	68
5.2. Plano del primer piso del área de Medicina Nuclear del INC	69
5.3. Ubicación de la cajilla en el área de Medicina Nuclear del INC	70
5.4. Aplicación para el análisis realista	73
5.5. Distribución del material en lodos y en el cuerpo de agua - para valores de análisis químico del INC	74
5.6. Distribución del material en lodos y en el cuerpo de agua - aumentando en un 50% el pará- metro de sólidos suspendidos	74

5.7. Cajilla contigua a la red de alcantarillado	75
5.8. INC-Red de Alcantarillado (a)	75
5.9. INC -Red de Alcantarillado (b)	76
5.10. INC - Red alcantarillado (c)	76
5.11. Convenciones Alcantarillado	77
6.1. Diagrama de Flujo de Proceso	86
6.2. Diseño básico y prototipos	87
6.3. Planta desarrollada	87
6.4. Concepto de tanques de almacenamiento. Tomado de: <i>Radioactive Waste Management in A Hospital. Shoukat Khan y otros</i>	88
6.5. Tanques instalados en un hospital de Europa	89

Índice de cuadros

3.1. Cuadro 2 de la Resolución 180005 de 2010	15
3.2. Niveles genéricos para descargas de material radiactivo al alcantarillado	22
4.1. Cuadro de actividades proyectadas de I-131 en el INC.	54
4.2. Procedimientos con Tc-99m un día normal en el INC	55
4.3. Procedimientos con Tc-99m otro día normal en el INC	56
4.4. Factores de captación F_1 y F_2 y tiempos de vida medio efectivo dependiendo de la condición clínica del paciente	57
4.5. Porcentaje de actividad descargada por periodo de 24 horas	59
4.6. Medición de fondo	63
4.7. Parámetros del Pozo	63
4.8. AMD - Actividad Mínima Detectable	63
4.9. Resultados de la medición de las muestras	64
5.1. Actividades proyectadas a partir del valor máximo del flujo real de pacientes	67
5.3. Actividades calculadas a partir del modelo presentado por: I. DRIVER and S. PACKER	68
5.2. Actividades calculadas a partir del modelo - Regulatory Guide 8.39	68

Lista de símbolos y abreviaturas

Símbolos con letras latinas

Símbolo	Término	Unidad	Definición
E	Dosis	μSv	3.2
\dot{d}	Tasa de dosis	$\mu\text{Sv/h}$	4.4
A	Actividad	(mCi) o (Bq)	
O_f	Factor de Ocupación		3.1.2

Símbolos con letras griegas

Símbolo	Término	Unidad SI	Definición
λ	Constante de reducción de actividad		3.1.3.1

Abreviaturas

Abreviatura	Término
AMD - MDA	Actividad Mínima Detectable
Bq	Becquerel - Becquerelio
Ci	Curio
DQO	Demanda química de oxígeno
E.A.A.B	Empresa de Acueducto y Alcantarillado de Bogotá
E.S.E	Empresa Social del Estado
MN	Medicina Nuclear
mCi	milicurio
μSv	microsievert
IR	Impacto radiológico
INC	Instituto Nacional de Cancerología E.S.E
IAEA - OIEA	International Atomic Energy Agency - Organismo Internacional de Energía Atómica
I-131	Iodine 131 - Yodo 131
OMS - WHO	Organización Mundial de la Salud - World human organization
Sv	Sievert
Tc-99m	Tecnecio 99 metaestable

Capítulo 1

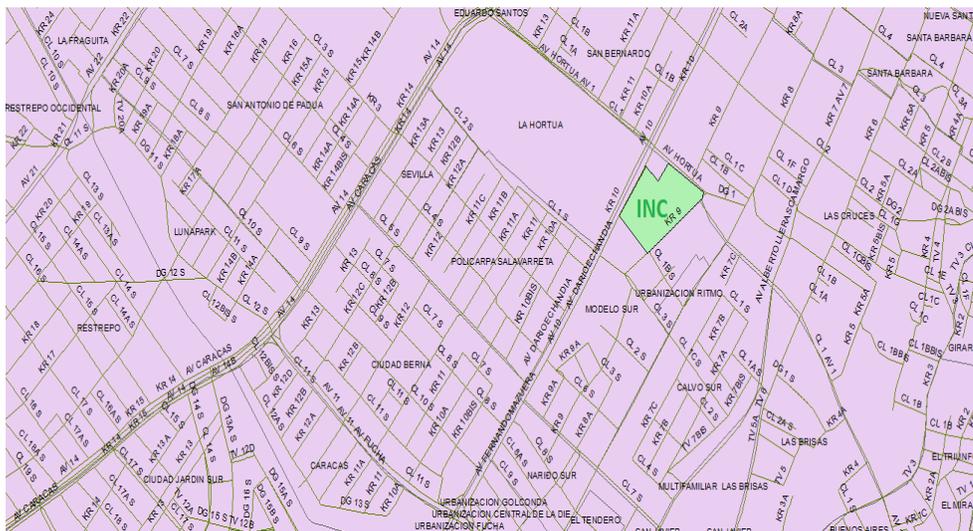
Introducción

El Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. (INC) se encuentra ubicado en la Calle 1 No. 9-85 en Bogotá, D.C, es una institución que presta diferentes servicios en el campo de la salud, en particular, cuenta con un servicio de Medicina Nuclear en el que se generan residuos líquidos que contienen material radiactivo, producto de los servicios prestados a los pacientes. El INC por ser una Institución prestadora de servicios de salud, debe llevar a cabo el estudio de los vertimientos de material radiactivo con el fin de determinar si la institución cumple o no con los parámetros que según las leyes nacionales y distritales han establecido[1][2].

Figura 1.1: Instituto Nacional de Cancerología E.S.E.



La figura 1.1 muestra las instalaciones del INC en el costado destinado para el ingreso de pacientes.

Figura 1.2: El Instituto Nacional de Cancerología en su entorno

La figura 1.2 muestra la ubicación del INC en el entorno, entre las carreras 10 y 9, las calles 1Bs y DG 1, es una zona urbana, sin influencia de otras instituciones de Medicina Nuclear en un radio de 500 m.

Debido a que el Instituto Nacional de Cancerología E.S.E está comprometido con la optimización de la protección radiológica del personal ocupacional, público y poblaciones críticas, así como la preservación y conservación del medio ambiente y de los recursos naturales, se llevó a cabo este estudio de impacto radiológico con el cual se espera contribuir a nivel nacional, para abordar estudios sobre el tema de los vertimientos de material radiactivo generados en los servicios Medicina Nuclear (MN), ya que es un tema de gran importancia que ha influido de manera directa en las decisiones regulatorias en el marco de la normativa nacional[2][1] para emitir licencias de manejo de material radiactivo, su renovación o ampliación. Es de anotar que, al no tener claridad sobre el impacto de este tipo de residuos, se aplica el principio de precaución y se limita cualquier iniciativa de ampliación de los servicios que puedan incrementar las descargas de dicho material.

En este trabajo se presenta una metodología que permite a las instituciones de medicina nuclear del país, caracterizar sus vertimientos de material radiactivo y determinar el impacto radiológico de éstos, como un insumo básico para la gestión adecuada de los vertimientos y el dimensionamiento de cualquier medida de gestión y control que se requiera.

El organo regulador colombiano exige que las instituciones que manejan material radiactivo den cuenta de los residuos generados. En un servicio de MN se generan residuos radiactivos producto del remanente de los procedimientos, estos residuos pueden ser jeringas, gases, entre otros. Para la gestión de este tipo de residuos sólidos, se cuenta con protocolos y procedimientos que satisfacen las exigencias normativas, el vacío se encuentra en la gestión de los residuos líquidos. Los residuos radiactivos líquidos resultan de la administración a los pacientes por vía oral o intravenosa, de material radiactivo como el I-131 o el Tc-99m, que generan residuos a partir de la orina y las heces, hacia las redes de alcantarillado, excediendo los límites de tasas de vertido según lo dispuesto en la Resolución 180005 de 2010 del Ministerio de Minas y Energía[1].

Esta situación es actualmente importante para que los servicios de medicina nuclear puedan operar dentro de un marco de seguridad y protección radiológica. Por eso, fue necesario ver la postura a nivel internacional, presentada en diferentes reportes el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), de la cual hace parte Colombia. También, la postura de la Organización Mundial de la Salud presentada en el documento

«Safe management of wastes from health-care activities»[3], y experiencias de estudios de Impacto Radiológico, como el realizado Suecia y presentada en el documento «Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden»[4], como insumos para desarrollar un modelo en el contexto de Colombia que permita a las instituciones hacer sus estudios de impacto radiológico.

Asumir que existe un riesgo potencial de dosis «altas» a poblaciones críticas, debido a la operación de un servicio de MN es inadecuado hasta no evaluar de manera particular el Impacto Radiológico, puesto que se pueden tener escenarios en los que descargas de pequeñas cantidades de material radiactivo, que superen los niveles de exención, generen una afectación grande a poblaciones críticas. O escenarios en los que descargas de cantidades mayores no constituyan riesgo potencial. Es decir que la efectación depende de varios factores y escenarios, los cuales se presentan en este trabajo. Sin embargo, para la evaluación del Impacto Radiológico en el INC se han tomado los escenarios y factores que aplican según su contexto particular.

Inicialmente, para abordar el estudio de impacto radiológico se realizó un análisis de los aspectos normativos nacionales y su fundamentación en cuanto a lineamientos a nivel internacional. Esta parte es de gran importancia porque los límites de tasa de vertido, deben garantizar que el aporte a las dosis de las poblaciones críticas no supere 1/100 de los límites primarios, es decir que el límite de vertimientos constituye un «límite secundario» y por tanto, la dosis potencial al público debida a estos vertimientos debe ser una fracción del límite de dosis primario al público. Este «límite secundario» se asumen para el presente estudio en $10\mu\text{Sv/año}$, con base siguiente argumento de la referencia citada a continuación: «The primary radiological basis for establishing values of activity concentration for the exemption of bulk amounts of material and for clearance is that the effective doses to individuals should be of the order of $10\mu\text{Sv}$ or less in a year»[5]. Esto tiene implicaciones sobre el control de descargas ya que éstas estarían condicionadas a evitar el riesgo potencial de superar una dosis de $10\mu\text{Sv/año}$ por parte de algún miembro de la población crítica identificada. Por tanto, esto limita la opción de dilución o dispersión en Bq/litro.

Después de ver el fundamento de la normativa, se revisaron tres experiencias a nivel internacional respecto de evaluación de impacto radiológico, en las que se identificaron tres casos. El primero en el que la institución cuenta con una planta de tratamiento de residuos líquidos en general, incluyendo los radiactivos, en donde las trampas de lodos que retienen también material radiactivo son una fuente de exposición para el personal que trabaja en la planta, quienes son en este caso la población crítica y en consecuencia se calcula su exposición debido a esta práctica. Una segunda opción es la descarga en ríos y grandes masas de aguas y para evaluar el impacto se debe analizar toda la dinámica del material y las posibles vías de contaminación, por ejemplo: ingestión de agua, ingestión de alimentos como frutas o peces, inhalación, entre otras. Una tercera que es el caso en donde el material va a la alcantarilla pública. En cada caso se presenta el modelo para la evaluación de la dosis a poblaciones críticas, lo que permite identificar semejanzas para los diferentes contextos nacionales y determinar los procedimientos adecuados para la evaluación del Impacto Radiológico.

El modelo planteado en este trabajo para evaluar el Impacto Radiológico en INC consta de dos partes; el modelo de evaluación de impacto radiológico interno que llega hasta la cajilla de descarga de los residuales a la alcantarilla pública y un modelo de evaluación de Impacto Radiológico externo en el que se adapta el modelo de río del AIEA, al entorno local del INC en Bogotá, para descarga al alcantarillado, con base en la información que proporcionó la Empresa de Acueducto y Alcantarillado de Bogotá en sobre las conexiones de la red de alcantarillado en el entorno del INC, en donde se contó con información detallada sobre trayectorias del vertido, distancias desde la red de alcantarillado hasta puntos de control (definidos en el estudio), pendientes, diámetros de tuberías, flujos recibidos en la trayectoria, intersecciones, aliviós, entre otros.

Los resultados de este estudio muestran cuáles son las poblaciones críticas en el INC, cuál es la dosis recibida por los miembros de las poblaciones críticas y cuál debe ser límite de descarga máximo del INC con base en un aporte máximo a la dosis de los miembros de la población crítica de $10\mu\text{Sv/año}$. Los cálculos tienen en

cuenta únicamente los flujos internos de descarga, puesto que los externos aunque se pueden estimar a partir del estudio técnico que ha proporcionado la Empresa de Acueducto y Alcantarillado de Bogotá -EAAB- sobre la cuenca del río Fucha, para el caso de los vertimientos de material radiactivo es necesario asumir escenarios reales, es decir, los que la institución conozca y controle, y no se debe asumir como elemento de dilución los flujos provenientes de fuentes externas. Estos flujos se pueden considerar solamente como un factor de riesgo en caso de inundaciones. Esto indica que cada institución debe evaluar este parámetro según su entorno.

El análisis interno empieza en el punto de generación del vertimiento que es el paciente, por tanto, se adoptó un modelo biocinético que permitió calcular la cantidad de material radiactivo generado por los pacientes durante su permanencia en el Centro. A partir de la generación del vertimiento radiactivo líquido, se identificó la tubería que transporta el vertido hasta la cajilla que conecta las aguas residuales generadas en la edificación con la red de alcantarillado público.

Figura 1.3: Cajilla que conecta con la red de alcantarillado público



La figura 1.3 muestra la cajilla interna contigua a la radiofarmacia del INC, a la que llegan los residuos de Medicina nuclear y que conecta con la red de alcantarillado público.

Esta cajilla que conecta con la red de alcantarillado público es el punto más crítico de toda la dinámica del vertimiento interno, ya que puede constituirse en una fuente radiactiva importante en donde la retención de material radiactivo en los lodos puede contribuir significativamente a la dosis de poblaciones críticas. Para evaluar este aspecto se aborda el problema de impacto radiológico, en una primera instancia, a través de la metodología y modelos de análisis publicados por el Organismo Internacional de Energía Atómica en la publicación *Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research* [6], en el cuál se muestran métodos para calcular la exposición a poblaciones críticas en función de la actividad vertida, asumiendo dos aproximaciones: el caso extremo de que toda la actividad generada se quede retenida en los lodos y el otro en que toda la actividad se vaya a la masa de agua. Al analizar los resultados obtenidos a través de los modelos mencionados, se evidencia la necesidad de aplicar modelos realistas basados en la publicación de Avila y cols [4], que permite modelar este problema usando modelo dinámico realista.

El riesgo de inhalación se calculó únicamente para casos de operaciones técnicas en los puntos interceptores o colectores del sistema aplicando la metodología del IAEA - TECDOC 1000 durante estimaciones de tiempo de trabajo durante el año, puesto que la cajilla crítica permanece con una tapa de concreto. Este estudio permite a partir de la cuantificación del riesgo radiológico de poblaciones críticas y medio ambiente, definir

límites de descarga, procedimientos y mecanismos de control de vertimientos radiactivos, para atender la demanda en Medicina Nuclear, en un marco de seguridad y protección radiológica integral.

Fue un estudio de riesgo mínimo pues no hubo intervención sobre pacientes, personal ocupacional del INC o público. Se partió de un análisis de la carga de trabajo del servicio de Medicina Nuclear del INC, se tomaron unas muestras de las aguas residuales del INC en las líneas descarga provenientes del servicio de MN. En lo relacionado con el diseño del estudio, inicialmente se hizo el análisis de documentos y registros en el INC del flujo de pacientes y los procedimientos realizados durante un año y la proyección del servicio. Se identificaron las tuberías que transportan los vertimientos de material radiactivo y los puntos fuente de exposición como las cajas de descarga, para el cálculo del impacto interno. Para evaluar el impacto externo se identificaron los puntos de descarga a la red de alcantarillado público, se tomarán muestras de aguas residuales para evaluar la pertinencia del modelo de cálculo en la medición del impacto y se midieron caudales en los puntos de descarga a la alcantarilla pública.

Las muestras tomadas se evaluaron mediante la sonda Captus 3000 del INC, y el análisis se llevó a cabo a partir del cálculo de dosis mediante el uso de un modelo apropiado para cada escenario, basando la medición del impacto radiológico en el nivel de dispensa de $10\mu\text{Sv/año}$.

Los datos del muestreo, la carga de trabajo, las cantidades vertidas estimadas a partir de modelos biocinético, los caudales y los análisis químicos de las aguas residuales, se constituyeron en las variables de entrada para la aplicación de dos modelos teóricos que permitieran concluir respecto del Impacto radiológico. Estos modelos son: el propuesto en el documento *“Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research”*, presentado por la IAEA, en el TECDOC 1000 y el compartimental usado en Suecia, mostrado en el documento *“Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden”*.

Este estudio mostró que para evaluar el Impacto Radiológico en las diferentes insituciones se puede aplicar la metodología general propuesta, aplicando en cada caso particular los modelo teóricos adecuados, alimentados estos con los parámetros propios de cada institución. Para evaluar el impacto externo, se debe identificar las poblaciones críticas y las vías de exposición; es necesario ubicar a la institución en su entorno, lo que direcciona la aplicación del modelo adecuado para evaluar el impacto, por ejemplo, en sitios urbanos o en un entorno rural.

Fue un estudio de riesgo mínimo pues no hubo intervención sobre pacientes, personal ocupacional del INC o público. Se partió de un análisis de la carga de trabajo del servicio de Medicina Nuclear del INC, se tomaron unas muestras de las aguas residuales del INC en las líneas descarga provenientes del servicio de MN. En lo relacionado con el diseño del estudio, inicialmente se hizo el análisis de documentos y registros en el INC del flujo de pacientes y los procedimientos realizados durante un año y la proyección del servicio. Se identificaron las tuberías que transportan los vertimientos de material radiactivo y los puntos fuente de exposición como las cajas de descarga, para el cálculo del impacto interno. Para evaluar el impacto externo se identificaron los puntos de descarga a la red de alcantarillado público, se tomarán muestras de aguas residuales para evaluar la pertinencia del modelo de cálculo en la medición del impacto y se midieron caudales en los puntos de descarga a la alcantarilla pública.

Las muestras tomadas se evaluaron mediante la sonda Captus 3000 del INC, y el análisis se llevó a cabo a partir del cálculo de dosis mediante el uso de un modelo apropiado para cada escenario, basando la medición del impacto radiológico en el nivel de dispensa de $10\mu\text{Sv/año}$.

Los datos del muestreo, la carga de trabajo, las cantidades vertidas estimadas a partir de modelos biocinético, los caudales y los análisis químicos de las aguas residuales, se constituyeron en las variables de entrada para la aplicación de dos modelos teóricos que permitieran concluir respecto del Impacto radiológico. Estos modelos son: el propuesto en el documento *“Clearance of materials resulting from the use of radionuclides*

in medicine, industry and research”, presentado por la IAEA, en el TECDOC 1000 y el compartimental usado en Suecia, mostrado en el documento “*Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden*”.

Este estudio mostró que para evaluar el Impacto Radiológico en las diferentes insituciones se puede aplicar la metodología general propuesta, aplicando en cada caso particular los modelo teóricos adecuados, alimentados estos con los parámetros propios de cada institución. Para evaluar el impacto externo, se debe identificar las poblaciones críticas y las vías de exposición; es necesario ubicar a la institución en su entorno, lo que direcciona la aplicación del modelo adecuado para evaluar el impacto, por ejemplo, en sitios urbanos o en un entorno rural.

Capítulo 2

Justificación y Objetivos.

En los Servicios de Medicina Nuclear se realizan imágenes con fines diagnósticos y terapéuticos a partir de material radiactivo como el Tc-99m, el más utilizado para imágenes diagnósticas y el I-131 en el tratamiento de cáncer de tiroides e hipertiroidismo. El Tc-99 m, decae en Tc-99 emitiendo fotones gamma de 140,5 keV en un 98,6% y fotones gamma de 142,6 keV en un 1,4%; se puede observar que no hay emisiones de partículas. El tiempo de vida media del Tc-99 m es de 6 horas aproximadamente. El I-131 decae emitiendo electrones con una energía de 606 keV en un 89% y fotones gamma de 364 keV, su vida media es aproximadamente de 8 días. Éstos fotones y electrones son las emisiones que aportan a las dosis de radiación y constrouyen el riesgo potencial para las personas representativas en el presente estudio.

Estos materiales son administrados a los pacientes por vía intravenosa u oral, generando posteriormente a la administración del material residuos por parte de los pacientes a través de la orina principalmente. Si no se cuenta con sistemas de control, estos materiales que son excretados de manera paulatina a la red de alcantarillado público pueden constituirse en un riesgo potencial para la población crítica. El Impacto Radiológico debido a estos residuos es el objeto de estudio en este trabajo.

Aunque el Ministerio de Minas y Energía mediante las Resoluciones 181434 de 2002 y 180005 de 2010, por medio de las cuales se adopta el reglamento de seguridad y protección radiológica y el reglamento para la gestión de los desechos radiactivos en Colombia, respectivamente, exige registros de estos vertimientos, gestión y manejo de estos residuos radiactivos, actualmente en nuestro país no está claro el camino para poder abordar este tema. Este trabajo fue motivado por este vacío existente en Colombia en el conocimiento de cómo abordar esta problemática, para dar cumplimiento a la normativa y planificar medidas de gestión para este tipo de residuos, en un marco de seguridad y protección radiológica.

A partir de estas premisas, el estudio de Impacto Radiológico puede ser el primer paso para conocer la cantidad de material radiactivo vertido, los puntos de control para evaluar dosis a poblaciones críticas y las dosis potenciales a las poblaciones críticas. Esto permitirá generar los registros requeridos por la entidad reguladora y cuantificar el riesgo potencial debido a la operación de los servicios de medicina nuclear. Además, cuando los estudios de impacto radiológico arrojan resultados en cuanto a riesgos potenciales de dosis a las poblaciones críticas que superen $10 \mu\text{Sv/a}$ son un insumo para el dimensionamiento de las medidas necesarias para controlar las descargas a partir de datos reales o supuestos conservadores.

Cualquier medida de control o tecnología implementada que carezca de un estudio que fundamente su dimensionamiento, debe satisfacer los niveles de vertido del cuadro 2 de la resolución 180005 que son lo suficientemente conservadores y que satisfacen un riesgo mínimo asociado que conduce a dosis mucho menores a $10 \mu\text{Sv/a}$. Si no se puede garantizar esta tasa de vertido, se debe solicitar a la entidad reguladora permiso para descargas condicionales y estas solicitudes deben estar basadas en un estudio de impacto radiológico.

Abordar este tipo de estudios contribuye de manera directa a la investigación en el tema y por consiguiente a conocer sobre las formas de abordar el problema de los vertimientos radiactivos en Colombia. Esta práctica médica se restringe aplicando el principio universal de precaución por no conocer en profundidad la situación de cada institución en cuanto a sus vertimientos de material radiactivo. Para ampliar un poco más la justificación del estudio, en las siguientes líneas se mostrarán aspectos normativos que instan a desarrollar este tipo de proyectos. El fundamento de este proyecto se basa en el requerimiento normativo en los cuales las instituciones deben conocer e informar a la entidad reguladora, aspectos tales como: cuánto material radiactivo se está generando en forma de vertimientos, el o los puntos de descarga, las poblaciones críticas y los riesgos potenciales. En este contexto, a partir del presente estudio se contará con la información real de la generación de vertimientos radiactivos en el INC y una estimación del impacto radiológico en el entorno.

Instalar tanques de retención o cualquier otra medida de control sin conocer cuánto material radiactivo llega a estos sistemas, sin tener en cuenta que estas medidas de control entran a hacer parte de infraestructura locativa con unos blindajes que fueron calculados sin que esta fuente estuviese presente, no es procedente; el punto inicial para tomar decisiones sobre los cambios en la infraestructura, la implementación de medidas de control, entre otras acciones, debe ser un estudio de impacto radiológico.

Es muy importante conocer la institución en el tema de los residuos generados y en particular los generados en forma de vertido, puesto que los niveles de vertido que se presentan en el cuadro 2 de la resolución 180005 de 2010 del Ministerio de Minas y Energía, limitaría a los servicios de Medicina Nuclear en cuanto a la carga de trabajo puesto que para un tratamiento de hipertiroidismo en donde se administre al paciente una actividad de 30mCi y que el paciente durante su permanencia en el centro médico a través de una micción elimine un 30% de la actividad administrada, la institución estaría excediendo la tasa de vertido diario de I-131 según la Res. 180005. Sin embargo, en éste caso la norma dice que al exceder éstos límites de vertimientos se deben realizar estudios pre-operacionales, que permitan determinar los grupos críticos y su exposición, con el fin de evaluar la posibilidad de autorizar una descarga condicional.

Otros ejemplos basados en la experiencia, son el caso del I-131 que hasta un 80% de material incorporado al paciente es excretado [7] en las primeras 24 horas después de su administración y en el caso del Tc-99m un 30% [8] durante la estadía del paciente en el servicio de Medicina Nuclear [9]; si no se cuenta con un sistema de control se debe atender a lo dispuesto en la Resolución 180005 de diciembre de 2010, apéndice I, cuadro 2, que proporciona unos límites de tasa de vertido para los diferentes materiales. Esto en la práctica cotidiana se excede con un solo procedimiento de I-131 o con los procedimientos usuales de Tc-99m. Veamos algunos cálculos de vertido, para Tc-99m, un caso cotidiano del Instituto Nacional de Cancerología (INC), considerando un flujo de 30 pacientes diarios, con una actividad promedio administrada de 555 MBq, estimando que durante la estancia del paciente, él puede eliminar a través de la orina un 30% de la actividad administrada; en este caso se obtiene como resultado una tasa de vertido de 1240 GBq/año que supera 1MBq que es el límite según la Res. 180005, esto también sucede con el I-131 usado para tratamiento del hipertiroidismo, en donde un solo paciente al que se le administre una actividad de 30mCi, puede generar una tasa de vertido diario que supera el límite establecido en la Resolución 180005 [1]. Por esto, es necesario cuantificar el riesgo potencial, para determinar las acciones a seguir.

El uso de tanques de retención para almacenar los residuos generados por los pacientes, aplicado a satisfacer las tasas de vertido del Apéndice I, cuadro 2, de la Res. 180005 de 2010, es un tema que están considerando las instituciones de MN en Colombia, sin embargo, al realizar los cálculos para su implementación, en un servicio típico de MN en Colombia, los tiempos de almacenamiento pueden fluctuar entre 140 a 180 días [7] y la actividad puede estar entre 4 Ci a 7Ci, esto dependiendo del diseño de los tanques [10], lo que confirma la posición del IAEA respecto del uso de tanques de retención [11]; por tanto, antes de implementar algún método para el control de las descargas es primordial el estudio de Impacto Radiológico, lo que conducirá a la evaluación de los métodos de descarga para dimensionarlos de acuerdo al Impacto causado por las descargas.

En nuestro contexto lo ideal antes del uso de tanques o cualquier otro método de control y manejo de vertimientos, debe ser el estudio de Impacto Radiológico, [?] pues para dar cumplimiento a la normatividad vigente, según cálculos teóricos, los tanques resultan de unos volúmenes muy grandes que en la mayoría de casos no sería viable su construcción por restricciones tales como: el concepto de uso del inmueble según el plan de ordenamiento territorial (POT), los estudios de suelos en los que el nivel freático en la mayor parte del suelo de Bogotá es muy alto, el tema de protección radiológica o por el riesgo potencial en el entorno, como lo expone el IAEA en su postura establecida en el 2010 al respecto [11]. Es posible que los estudios de impacto radiológico den como resultado la necesidad algún método de tratamiento de los vertimientos, entre éstos la retención temporal de los residuos generados por los pacientes, para garantizar la protección a las personas y el medio ambiente, en infraestructuras bien dimensionadas, de proporción aceptable, que no represente riesgo potencial alto en el entorno.

La omisión de la exigencia normativa puede afectar el medio ambiente y grupos poblacionales críticos y la restricción injustificada puede afectar el derecho fundamental a la salud; aquí los estudios de impacto radiológico deben aportar la información necesaria y suficiente para que se pueda tomar una decisión respecto de autorizaciones solicitadas. Se encuentra en la literatura métodos como el uso de tanques de retención, la dilución y dispersión, que pueden mitigar el impacto radiológico debido a éstos vertimientos, pero aplicar cualquier medida de protección radiológica sin cuantificar el impacto radiológico por vertimientos debido a la práctica en medicina nuclear resulta inconsistente, porque se puede estar generando una sensación de seguridad, como en el caso del uso de tanques, pero se puede incrementar el riesgo potencial a una población crítica.

Teniendo en cuenta la descripción que se hace de la problemática observada, se propone en el presente trabajo realizar un estudio de impacto radiológico en el Instituto Nacional de Cancerología, basado en el documento “*Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment*” del OIEA, que permita cuantificar el riesgo por vertimientos de material radiactivo debidos a la práctica en Medicina Nuclear para planear los vertimientos e implementar métodos seguros de control que garanticen un impacto aceptable a la luz de la normatividad nacional y que satisfagan recomendaciones internacionales.

Este proyecto tiene un alcance local que se espera contribuya para sentar bases científicas que permita mejorar la operatividad normativa y zonificar inicialmente a Bogotá, a nivel en materia de vertimientos de material radiactivo, en un marco de seguridad y protección radiológica consecuente con los centros de medicina nuclear existentes, la prospectiva en esta materia, permitiendo la satisfacción de la demanda en Medicina Nuclear.

Para la realización del estudio de IR del INC se tomará como documento base la publicación del OIEA “*Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment*” del cual se han tomado las Figuras 3.5 y 3.6, que ilustran las vías que puede tomar el material vertido.

El estudio de impacto radiológico realizado en el INC tiene inicialmente un impacto local y se espera que se constituya en referente distrital y nacional para que las instituciones que prestan servicios de Medicina Nuclear cuenten con las bases para el desarrollo de sus estudios de impacto radiológico y éstos les proporcione el soporte científico que les permitirán la planeación y control de sus descargas al medio ambiente en un marco de seguridad y protección radiológica, dando de esta manera el primer paso a nivel nacional en el procedimiento adecuado para el manejo de vertimientos de material radiactivo a redes de alcantarillado y al medio ambiente.

Actualmente no se conocen estudios de Impacto Radiológico por vertimientos de material radiactivo debidos a prácticas de Medicina Nuclear, para la obtención de autorización de descargas al medio ambiente ante la entidad reguladora o algún otro estudio pre-operacional similar, por esto, se considera relevante este aporte.

2.1. Objetivos

2.1.1. General

Realizar un estudio de Impacto Radiológico por vertimientos de material radiactivo al alcantarillado en ejercicio de la Medicina Nuclear del Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. para determinar límites de tasas de vertidos, la planeación y métodos para el control de las descargas que garanticen una protección radiológica adecuada para la población.

2.1.2. Específicos

1. Hacer una revisión del estado actual del tema a nivel nacional e internacional.
 2. Realizar un análisis de las normas nacionales y su fundamentación [12] al establecer los límites para tasas de vertidos al alcantarillado, su aplicación en el contexto local.
 3. Revisar al menos tres experiencias a nivel internacional en cuanto a normatividad, límites y métodos, para el manejo de los vertimientos provenientes de prácticas médicas.
 4. Desarrollar el protocolo para proceso de muestreo aplicando estándares nacionales e internacionales.
 5. Caracterizar el entorno local del INC y aplicar los modelos físicos y matemáticos pertinentes para evaluar el impacto radiológico de los vertimientos para I-131 y Tc-99m en el Instituto Nacional de Cancerología E.S.E.
 6. Aplicar los modelos estadísticos pertinentes para el manejo de los datos que permitan concluir respecto del Impacto Radiológico
 7. Determinar límites de tasas de vertidos y planeación y métodos de descarga en el INC.
-

Capítulo 3

Normativa en el contexto de vertimientos radiactivos

3.1. Normas Colombianas - fundamento de la normativa nacional - experiencia internacional

3.1.1. Normas nacionales que regulan los vertimientos de material radiactivo.

En esta sección se presentan los artículos de las normas que hacen referencia a los vertimientos de material radiactivo y se hace un análisis de cada uno. Esta sección permite ver la pertinencia de los estudios de impacto radiológico en algunos apartes de la norma con la denominación de estudios preoperacionales y en otros mediante requerimientos de registros y evaluación de riesgo potencial de poblaciones críticas. Son aspectos requeridos por la entidad reguladora los siguientes: **cuánto material radiactivo se está generando en forma de vertimientos, el o los puntos de descarga, las poblaciones críticas y los riesgos potenciales**, aspecto fundamental que se determina en el presente estudio a partir de la caracterización de los vertimientos a partir del flujo de pacientes e infraestructura interna del INC y en el contexto de la red de alcantarillado de Bogotá.

A continuación se hace el análisis de las Resoluciones mas importantes en el tema de vertimientos en Colombia.

3.1.1.1. Análisis de la resolución 181434 de 2002 del Ministerio de Minas y Energía

A continuación se presentan los artículos atinentes a los vertimientos de material radiactivo contenidos en las resoluciones 181434 de 2002.

«ARTÍCULO 19. De las Exposiciones. Este Reglamento se aplica a toda exposición ocupacional, exposición médica o exposición del público debida a cualquier práctica considerada o a cualquier fuente adscrita a la práctica, incluidas tanto las exposiciones normales como las exposiciones potenciales».

- Análisis: Los vertimientos de material radiactivo pueden generar exposición ocupacional, exposición del público y exposiciones potenciales, en las cajillas de internas que conectan con el alcantarillado público o cuando el vertido toma las redes públicas de alcantarillado.

«**ARTÍCULO 27. Principios Generales.** Los principios generales de exención del control regulatorio de una práctica o una fuente adscrita a una práctica son los siguientes:

1. Que los riesgos radiológicos para los individuos, causados por la práctica o la fuente declaradas exentas, sean tan bajos que carezca de objeto su reglamentación;
2. Que el impacto radiológico colectivo de la práctica o la fuente declaradas exentas sea tan bajo que, en las circunstancias existentes, no sea preciso su control reglamentario;
3. Que las prácticas y las fuentes declaradas exentas sean intrínsecamente seguras, sin ninguna probabilidad apreciable de escenarios que pudieran conducir a un incumplimiento de los principios enunciados en los incisos anteriores».

- Análisis: En este artículo se presenta el requerimiento de cuantificar los riesgos radiológicos e identificar poblaciones críticas, para determinar si la práctica se puede declarar exenta. Para esto el estudio permite cuantificar si los vertimientos generan riesgo potencial de dosis que supere $10\mu\text{Sv/año}$.

«**ARTÍCULO 28. Exención.** Una práctica o una fuente adscrita a una práctica podrá declararse exenta, sin ulterior estudio, siempre que se satisfagan, para todas las situaciones posibles, los siguientes criterios:

1. La dosis efectiva que se prevea sufrirá cualquier miembro del público a causa de la práctica o la fuente exentas sea del orden de $10\mu\text{Sv}$ o menos en un año, o
2. La dosis efectiva colectiva comprometida resultante de un año de realización de la práctica no sea superior a 1Sv.hombre , aproximadamente, o bien una evaluación de la optimización de la protección demuestre que la exención es la opción óptima».

- Análisis: Este artículo permite la exención de una descarga de material radiactivo siempre y cuando las dosis a la población crítica se encuentre dentro de las restricciones que se dan en los numerales 1 y 2.

«**ARTÍCULO 150. Optimización de las Medidas de Control de Vertido de Sustancias Radiactivas.**

Los titulares de registro y los titulares de licencia deberán asumir la responsabilidad de **velar porque el proceso de optimización de las medidas de control de vertido** de sustancias radiactivas de una fuente al medio ambiente se someta a las restricciones de dosis establecidas o aprobadas por la Autoridad Reguladora, teniendo en cuenta, según proceda:

1. Los aportes a la dosis provenientes de otras fuentes y prácticas, incluidas posibles fuentes y prácticas futuras evaluadas de manera realista;
2. Las variaciones potenciales de cualquier circunstancia que pudieran influir en modo de funcionamiento de la fuente, variaciones de las características y el modo de funcionamiento de la fuente, variaciones en cuanto a las vías de exposición, variaciones en los hábitos o la distribución de la población, modificación de los grupos críticos, o variaciones de las condiciones de dispersión en el medio ambiente;
3. Los procedimientos prácticos satisfactorios existentes para la utilización de fuentes o prácticas similares;
4. Toda incertidumbre en la evaluación de las exposiciones, especialmente en cuanto a los aportes potenciales a dichas exposiciones si la fuente y el grupo crítico están separados en el espacio o en el tiempo».

- Análisis: En este artículo se pone de manifiesto que el estudio de Impacto radiológico no solo debe considerar las variables internas y su dinámica, debe hacerse un estudio prospectivo tanto interno como externo, así como tener en cuenta el aporte de otras fuentes, que en este caso pueden ser vertidos de otras instituciones.

«**ARTÍCULO 156. Excepciones.** Los titulares de autorizaciones garantizarán que no se viertan al medio ambiente sustancias radiactivas resultantes de las prácticas y fuentes autorizadas, salvo que:

1. El vertido satisfaga los límites establecidos al respecto por la Autoridad Reguladora, o su delegada, en la autorización correspondiente;

2. Los vertidos sean controlados;
3. Las exposiciones del público comprometidas a causa de los vertidos se limiten conforme a lo especificado en el Anexo 2;
4. El control de los vertidos se optimice conforme a lo establecido en la “Parte General” del presente Reglamento».

- **Análisis:** Una vez los estudios de Impacto radiológico muestran los riesgos potenciales a poblaciones críticas, orientarán la acciones requeridas en los numerales 2, 3 y 4.

«ARTÍCULO 157. Obligaciones Previas. Los titulares de autorizaciones, antes de comenzar a verter al medio ambiente cualquier sustancia radiactiva sólida, líquida o gaseosa procedente de las fuentes adscritas a las prácticas de las que son responsables, están en la obligación de:

1. Determinar las características y la actividad de la sustancia a verter, así como los puntos y métodos potenciales de vertido;
2. Determinar por medio de un estudio pre-operacional adecuado, todas las vías de exposición significativas por las que los radionucleidos vertidos puedan causar exposición del público;
3. Evaluar las dosis a los grupos críticos debidas a los vertidos planeados;
4. Como parte de la documentación a presentar para la obtención de la autorización correspondiente, presentar esta información a la Autoridad Reguladora, o su delegada, con el fin de establecer los límites y condiciones de vertido».

- **Análisis:** Este artículo presenta el requerimiento de un estudio de Impacto Radiológico para el licenciamiento de una práctica en la la que se prevé se verterá material radiactivo. Se debe caracterizar el vertido e identificar las poblaciones críticas y cuantificar la dosis potencial.

«ARTÍCULO 158. Obligaciones durante las Fases de Funcionamiento. Los titulares de registro y los titulares de licencia deberán, durante las fases de funcionamiento de las fuentes sometidas a su responsabilidad:

1. Reducir todos los vertidos radiactivos al valor más bajo, inferior a los límites de vertido autorizados, que pueda razonablemente alcanzarse;
2. Realizar la vigilancia radiológica de los vertidos de radionucleidos con detalle y exactitud suficientes para demostrar la observancia de los límites de vertido autorizados y permitir la estimación de la exposición de los grupos críticos;
3. Registrar los resultados de la vigilancia radiológica y las exposiciones estimuladas;
4. Informar de los resultados de la vigilancia radiológica a la Autoridad Reguladora, o su delegada, a intervalos aprobados, reflejados en la licencia;
5. Informar rápidamente a la Autoridad Reguladora, o su delegada, de cualquier vertido que sobrepase a los límites de vertido autorizado, de conformidad con los criterios establecidos por ésta en materia de informes».

- **Análisis:** En una práctica en la que se generen vertimientos de material radiactivo se debe velar por la reducción de estos, cuantificar las dosis a poblaciones críticas e informar si se excede en algún caso la actividad vertida.

ARTÍCULO 159. Ajuste de Medidas de Control. Los titulares de registro y los titulares de licencia deberán, según proceda y de acuerdo con la Autoridad Reguladora, o su delegada, examinar y ajustar, a la luz de la experiencia de funcionamiento, las medidas de control de vertidos aplicables a las fuentes sometidas a su responsabilidad, teniendo en cuenta toda variación de las vías de exposición y de la composición de los grupos críticos que pudiera influir en la evaluación de las dosis debidas a los vertidos.

- **Análisis:** Se deben establecer mecanismos de evaluación de los vertimientos que permitan actuar dentro de un proceso dinámico.

3.1.1.2. Análisis de la Resolución 180005 de 2010 del Ministerio de Minas y Energía.

ARTÍCULO 32. Los titulares de las entidades generadoras adoptarán las medidas necesarias para mantener actualizado permanentemente un sistema de registro que permita el control en todas las etapas de la gestión de los desechos radiactivos. El sistema de registro debe tener la información relativa, entre otros, de los aspectos siguientes:

- a. Desechos radiactivos generados;
- b. Desechos radiactivos almacenados;
- c. Desechos desclasificados;
- d. Descarga de líquidos y gases al medio ambiente; y
- e. Desechos radiactivos transferidos a la instalación centralizada de gestión

- Análisis: Este artículo presenta el requerimiento de generar los registros de vertimientos de material radiactivo y para esto se debe desarrollar una metodología que permita este objetivo. Los estudios de Impacto Radiológico proveen los elementos para la generación de estos registros.

ARTÍCULO 36. Al finalizar cada año y antes del 1o de abril, los titulares de las instituciones generadoras y para la instalación centralizada de gestión deberán enviar a la autoridad reguladora una copia de su inventario de desechos y un informe relativo al año en cuestión, indicando los tipos, las cantidades y el destino de:

- a. los materiales dispensados emitidos al medio ambiente;
- b. los desechos vertidos al medio ambiente;
- c. las fuentes de radiación en desuso devueltas a los suministradores; y
- d. demás detalles que exija la autoridad reguladora.

- Análisis: Este artículo es claro en la exigencia de un informe anual respecto de los desechos vertidos a medio ambiente. En este sentido, se requiere un método que permita cuantificar las actividades vertidas.

ARTÍCULO 38. Si se han emitido materiales radiactivos al medio ambiente rebasando los criterios de dispensa indicados en el Apéndice I, o si se han vertido desechos rebasando los límites de una autorización extendida por la autoridad reguladora, el titular de la licencia deberá comunicarlo en un plazo máximo de 72 horas a la autoridad reguladora.

- Análisis: Este artículo hace referencia en el caso del I – 131 a 10^3 Bq/día, 10^4 Bq/mes y 10^5 Bq/año. Y en el caso del Tc – 99m, 10^5 Bq/día, 10^6 Bq/mes y 10^7 Bq/año. Este presenta la opción de poder acceder a una autorización extendida que en éste trabajo se sugiere que se base en la resticción de dosis de $10\mu\text{Sv/año}$. Teniendo en cuenta el cuadro 2 del Apéndice I, se puede hacer el siguiente cálculo: una dosis de 15 mCi equivale a 555×10^6 Bq, si un paciente excreta a través de la orina durante su permanencia en la institución el 20% de la actividad administrada, ya sea I-131o Tc-99m, estaría rebasando los criterios de dispensa. Por tanto debe informar dentro de 72 horas a la entidad reguladora.
- Como parte de éste artículo se presenta a continuación la tabla que indica los criterios de dispensa de material radiactivo a alcantarillas, ríos y grandes masas de agua. De la cual se han construidos dos gráficos que relacionan la tasa de dosis en función de la distancia para cada una de las actividades diarias que habla el cuadro 2 que se muestra en el cuadro 3.1, con el fin de calcular para un caso hipotético extremo, en el que una persona esté 2000 horas a un metro de distancia de estas fuentes, cuál es la dosis que recibe.

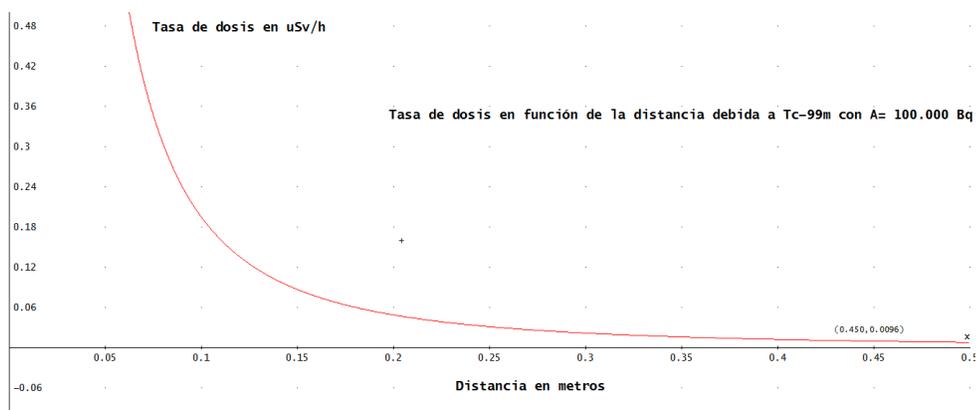
Cuadro 3.1: Cuadro 2 de la Resolución 180005 de 2010

CUADRO 2. TASAS DE VERTIDO EN FORMA LÍQUIDA A ALCANTARILLAS, RÍOS Y OTRAS GRANDES MASAS DE AGUA

Radionucleidos	Tasa de emisión anual (Bq/año)	Tasa de emisión mensual (Bq/mes)	Tasa de emisión diaria (Bq/día)
Sr-89	10^6	10^5	10^4
Y-90	10^7	10^6	10^5
Mo-99	10^5	10^4	10^3
Tc-99	10^7	10^6	10^5
Tc-99m	10^6	10^5	10^4
In-111	10^5	10^4	10^3
I-123	10^6	10^5	10^4
I-125	10^5	10^4	10^3
I-131	10^5	10^4	10^3
Pm-146	10^7	10^6	10^5
Er-169	10^7	10^6	10^5
Au-198	10^5	10^4	10^3

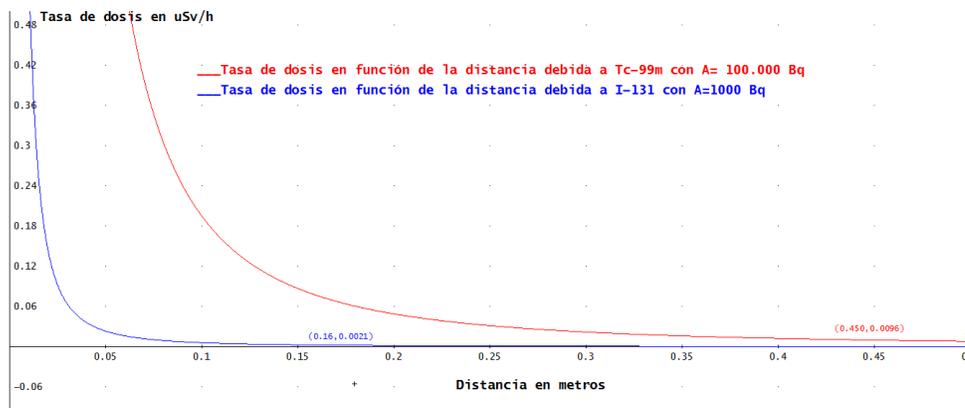
- El cuadro 3.1 que hace parte de la Resolución 180005 de 2010, emitida por el Ministerio de Minas y Energía, permite ver los límites de tasas de vertido para Colombia; es importante resaltar que son límites fijos en el tiempo, lo que no da lugar a dilución, dispersión o análisis de la descarga basada en el límite de dosis de las personas representativas.

Figura 3.1: Tasa de dosis en función de la distancia debida a una fuente de Tc-99m de actividad $10^5 Bq$



La figura 3.1 muestra el comportamiento de la tasa de dosis en función de la distancia debida a una fuente de Tc-99 m con actividad igual a la presentada como límite en la resolución 180005.

Figura 3.2: Tasa de dosis en función de la distancia para: I-131 debido a una $A=10^3 Bq$ y Tc-99m debido a una $A=10^5 Bq$



- La figura 3.2 muestra el comportamiento de la tasa de dosis del Tc-99 m y del I-131 en función de la distancia para actividades límite por día, según las resolución 180005. Se puede inferir que la norma para estos dos materiales es muy restrictiva.
- El cálculo arroja que la dosis debida al Tc-99m es de $0.0156 \mu Sv$ y la dosis debida al I-131, es de $0.115 \mu Sv$. Estas dos contribuciones sobre una persona crítica muestran una dosis de $0.130 \mu Sv/año$. Dosis muy baja comparada con el nivel de dispensa de $10 \mu Sv/año$, considerando el escenario de exposición supuesto.

ARTÍCULO 41. La opción de liberación incondicional de desechos radiactivos, como forma de gestión, es solo aplicable cuando:

- a. se confirme que la actividad emitida es inferior a los niveles de dispensa establecidos en el Apéndice I de este Reglamento;
- b. la actividad de los desechos vertidos como efluentes líquidos o gaseosos se ajuste a los límites establecidos por la autoridad reguladora.

- Análisis: Este artículo hace referencia a lo dispuesto en el cuadro 2 del apéndice I de la Resolución 180005, puesto que en este caso se puede autorizar una descarga incondicional ya que a dosis a personas críticas por esta actividad vertida, es muy baja.

ARTÍCULO 42. El titular de las entidades generadoras o de la instalación centralizada de gestión deberá solicitar una autorización para la liberación de materiales radiactivos. Dicha solicitud deberá describir los procedimientos administrativos y de protección radiológica que se aplican para garantizar que los materiales que se pretenden liberar cumplen con los niveles de dispensa establecidos.

El contenido de la información que debe aportar el titular será definido por la autoridad reguladora e incluirá al menos: fundamentación de la propuesta, procedimientos de descargas, vías que se emplearán para la liberación, evaluación radiológica, descripción radiológica, física, físico-química y biológica de los desechos objeto de liberación.

- Análisis: Este artículo justifica los estudios de Impacto Radiológico ya que para obtener una autorización para la liberación de materiales radiactivos los titulares deben contar con estudios en los que se cuente con la caracterización de los vertidos radiactivos con la información que se precisa en el artículo. También, al hablar de la instalación centralizada de gestión presenta la posibilidad de contratar a un tercero autorizado, para que presente los estudios, obtenga una autorización y realice la gestión.

ARTÍCULO 43. *Las liberaciones al medio ambiente, como forma de gestión de los desechos, de materiales con valores de actividad superiores a los establecidos en los niveles de dispensa (Apéndice I) sólo podrán realizarse con una autorización expresa otorgada de por la autoridad reguladora. En tal caso se deberá solicitar una autorización de descarga condicional de materiales radiactivos.*

- **Análisis:** Este artículo presenta la posibilidad de solicitar una autorización de descarga condicional, en el presente trabajo se recomienda que esta autorización se solicite siempre y cuando al exceder los valores de actividad establecidos en los niveles de dispensa del Apéndice I, se tome como criterio para la descarga que el aporte a la dosis de cada miembro de la población crítica no supere $10\mu\text{Sv/año}$, y en los análisis prospectivos se pueda demostrar que el riesgo potencial de superar esta dosis es muy bajo.

ARTÍCULO 44. *El contenido de la información que debe aportar el titular de la solicitud de autorización de descarga condicional de material radiactivo será definido por la autoridad reguladora. Esta información incluirá, al menos: origen y características de los desechos, procedimientos operativos y protección radiológica que se aplican, vías de descargas, evaluación radiológica, propuesta de desclasificación condicional.*

- **Análisis:** Este artículo presenta los mínimos que debe tener un estudio de Impacto Radiológico para solicitar autorización de descargas condicionales.

ARTÍCULO 45. *Tanto si las liberaciones radiactivas se efectúan con sujeción a los niveles de dispensa indicados en el Apéndice I como si los desechos radiactivos se vierten con autorización, se deberán tener en cuenta los riesgos no radiológicos correspondientes y se deberán cumplir los requisitos estipulados en cualquier otro reglamento relativo a esas propiedades.*

- **Análisis:** Este artículo permite que esta norma sea consistente con otras normas que regulan el vertimiento otro tipo de elementos que si bien desde el punto de vista radiológico no ofrecen aporte a las dosis de la población crítica pueden causar algún efecto, por ejemplo bioquímico.

Hasta aquí, se han revisado los artículos de las Resoluciones 181434 de 2002 y 180005 de 2010 en lo referente a tema de los vertimientos de material radiactivo, con el fin de proporcionar una información depurada que permita a las instituciones conocer las opciones que da la norma y evaluar el camino a seguir para la gestión de sus vertimientos en el marco regulatorio nacional.

3.1.2. Fundamentación de la normativa nacional para establecer los límites para tasas de vertido de material radiactivo

Uno de los interrogantes más comunes que se presentan en la revisión de la normativa nacional es cuál o cuáles son los documentos o estudios que fundamentan el establecimiento de los límites de tasas de vertido como nivel de dispensa o para determinar si la práctica es exenta. En la normativa nacional se pueden observar dos criterios para el tema de los vertimientos, uno en el que la entidad reguladora presenta en la Resolución 180005 de 2010 en el Apéndice I, cuadro 2, unos valores de tasa de vertido muy conservadores que garantizan una práctica segura. También, se expresa el criterio de la restricción de dosis a $10\mu\text{Sv/año}$, sobre cada miembro de la población crítica, debido a los vertimientos.

El cuadro 2, del Apéndice I de la Resolución 180005 de 2010, se basa en el documento «Safe management of wastes from health-care activities» de la World Health Organization (WHO). La Figura 3.3 muestra la tabla A. 3. 2 del anexo 3 del documento de la WHO adoptado por Colombia. Se encuentra resaltado el título de la tabla y las tasas de descarga para I-131 y Tc-99m.

Figura 3.3: Tabla de la World Health Organization adoptado en la Resolución 180005 de 2010 del Ministerio de Minas y Energía**Annex 3****Table A3.2** *Liquid discharge rates to sewers, rivers, or other large water bodies*

Radionuclide	Annual release rate (Bq/year)	Monthly release rate (Bq/month)	Daily release rate (Bq/day)
H-3	10 ⁹	10 ⁸	10 ⁷
C-14	10 ⁷	10 ⁶	10 ⁵
Na-22	10 ²	10	1
Na-24	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
P-32	10 ³	10 ²	10
S-35	10 ⁶	10 ⁵	10 ⁴
Cl-36	10 ⁷	10 ⁶	10 ⁵
Ca-45	10 ⁷	10 ⁶	10 ⁵
Ca-47	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
Fe-59	10 ³	10 ²	10
Co-57	10 ⁶	10 ⁵	10 ⁴
Co-58	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
Ga-67	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
Sr-85	10 ³	10 ²	10 ¹
Sr-89	10 ⁶	10 ⁵	10 ⁴
Y-90	10 ⁷	10 ⁶	10 ⁵
Mo-99	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
Tc-99	10⁷	10⁶	10⁵
Tc-99m	10 ⁶	10 ⁵	10 ⁴
In-111	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
I-123	10 ⁶	10 ⁵	10 ⁴
I-125	10 ⁵	10 ⁴	10 ³
I-131	10⁶	10⁵	10⁴
Pm-146	10 ⁷	10 ⁶	10 ⁵
Er-169	10 ⁷	10 ⁶	10 ⁵

La figura 3.3 nos muestra el documento base para la resolución 180005 de 2010 y nos conduce al estudio de los elementos científicos que permitieron la emisión de la tabla mostrada.

Estos valores son 1/100 de los valores presentados en la figura 3.2 y la contribución a la dosis de poblaciones críticas por descargas de este orden es muy baja. Para establecer estos valores la WHO argumenta los peligros de desechos radiactivos, argumentos que se presentan las líneas siguientes de este apartado.

Este documento parte de los peligros derivados de los residuos radiactivos. El tipo de efecto causado por los residuos radiactivos se determina por el tipo y el alcance de la exposición. Puede variar desde dolor de cabeza, mareos, y vómito a problemas mucho más graves. Los residuos radiactivos pueden ser genotóxicos, es decir que pueden afectar el material genético. La manipulación de fuentes, por ejemplo, ciertas fuentes selladas de instrumentos de diagnóstico, puede causar lesiones mucho más graves (por ejemplo, la destrucción de tejidos, que conlleva a la amputación de partes del cuerpo) y por lo tanto, debe llevarse a cabo con el máximo cuidado. Los peligros de los residuos de baja actividad pueden surgir de la contaminación del exterior, superficies de contenedores, o manejo inadecuado de los residuos. El personal que está en riesgo o población crítica, son los trabajadores de la salud o quienes manipulan los residuos o el personal de limpieza, que se exponen a esta radiactividad.

También, el documento de la WHO presenta en su numeral 3.2.4 como impacto de los residuos radiactivos varios accidentes resultantes de la eliminación inadecuada de materiales nucleares terapéuticos, con un gran número de personas afectadas por los resultados de la exposición. Muestra el caso de Brasil, un caso de impacto cancerígeno en la población en general relacionado con la exposición a los residuos hospitalarios

radiactivos y plenamente documentado. Un instituto de radioterapia dejó una fuente radioterapia sellado en sus antiguas instalaciones. Una persona que tuvo acceso a la fuente, la llevó a su casa. Como consecuencia, 249 personas fueron expuestas, de los cuales varios ya han muerto o sufrido graves problemas de salud (OIEA, 1988). Aparte del incidente de Brasil, están disponibles en el impacto de los residuos hospitalarios radiactivos otras experiencias. Puede ser que muchos casos de exposición a desechos sanitarios radiactivos, y los problemas de salud asociados, no sean informados.

Para un establecimiento hospitalario la aplicación de métodos de control puede representar una tarea compleja y de alto costo. Cuando no es adecuado el método de control de la descargas al medio ambiente, la institución debe presentar sus propuestas para la eliminación a la autoridad que reglamenta. La instalación debe asegurarse de que los criterios que ha establecido para el control y descarga satisfacen las exigencias de la autoridad reguladora.

Bajo estos argumentos, se ha planteado la Tabla A3.2 de la figura 3.3 que proporciona velocidades de liberación anuales por debajo de las cuáles los residuos líquidos pueden ser liberados de manera incondicional con aguas residuales normales por un tubo a un desagüe, río, u otro gran cuerpo de agua. Estos se basan en 1/100 de los límites anuales respectivamente derivados de los niveles de dispensa de vertidos líquidos descritos en el documento [8] (OIEA, 1998). Para la descarga en alcantarillas, se han considerado dos escenarios; que todo el material radiactivo se descarga al cuerpo de agua en estado líquido; y otro en el que todo los materiales radiactivos descargados se retiene en los lodos de las aguas residuales en las plantas de tratamiento.

La referencia presentada como argumento para los niveles que proporciona la World Health Organization (WHO) y que fueron adoptados para Colombia, es el documento del IAEA-1998, titulado «Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research». Este documento a su vez para poder cuantificar la dosis por diferentes vías, toma como referente el documento «Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Environment» de la sección 3.1.3.1 que proporciona unos coeficientes para ser utilizados en modelos genéricos para el cálculo de dosis por las diferentes vías que se pueden presentar.

El documento de la referencia [8] presenta dos escenarios, en primer lugar se plantea que todo el material radiactivo es retenido en los lodos de aguas residuales, esto considerando que existe una planta de tratamiento, situación en la que considera aporte a la dosis por irradiación externa y por irradiación debida a inhalación. En segundo lugar, se hace la suposición de que toda la actividad se descarga a un cuerpo de agua, y para el cálculo de dosis se presenta el modelo de descarga a ríos o descargas en aguas superficiales.

Veamos la opción de que todo el material radiactivo sea retenido en los lodos y sus formas de aporte a la dosis (irradiación por contaminación superficial - irradiación por inhalación). Esta situación puede ser uno de los supuestos considerados a la hora de evaluar el Impacto Radiológico en una institución para determinar las dosis que puede recibir una persona que realice trabajos en sitios en los que se acumulen lodos contaminados, por ejemplo, en la cajilla de descarga que conecta con la red de alcantarillado público o cerca de ella, teniendo en cuenta el factor de ocupación de las personas críticas. Los modelos teóricos que permiten el cálculo de la dosis por las dos vías mencionadas, se presentan a continuación

$$C_{lodo} = \frac{Q_i}{S}, \quad (3.1)$$

Donde

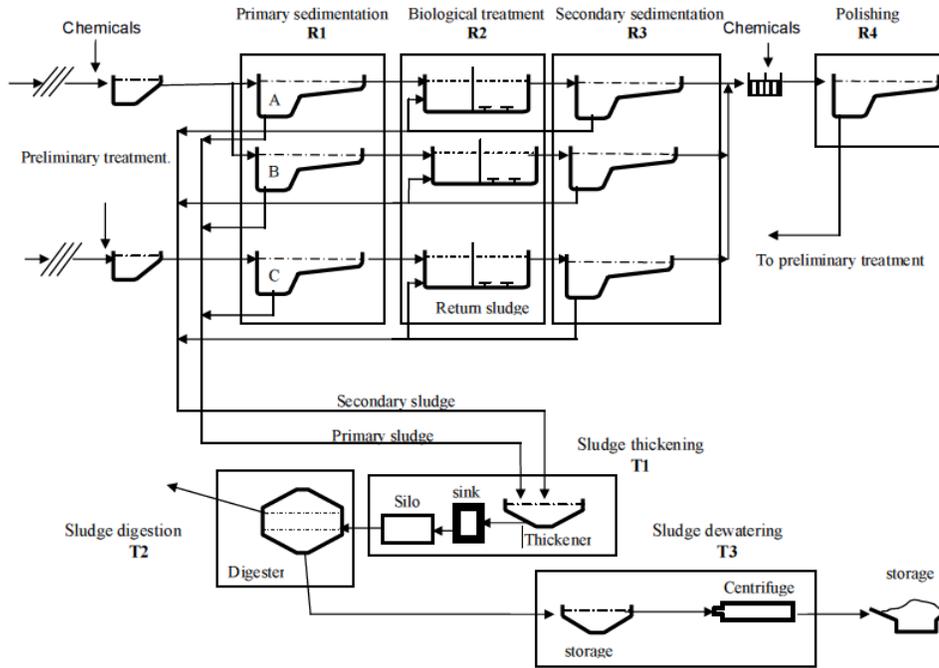
C_{lodo} es la concentración media de actividad en los lodos en un año en unidades de Bq/kg

Q_i corresponde a la descarga anual del radionúclido i en unidades de $Bq/año$

S masa de lodos generados anualmente en el punto de análisis $kg/año$

El caso presentado en el documento de la referencia [8] se da para plantas de tratamiento de aguas residuales como las que se esquematizan en la Figura, sin embargo, para la evaluación en la cajilla interna del INC que conecta la red de descarga de aguas residuales a la alcantarilla pública se puede aplicar el supuesto de acumulación de lodos y la retención total de los radionucleidos descargados en estos lodos.

Figura 3.4: Representación esquemática del proceso tecnológico en la planta de aguas residuales Kungsängsverket (Uppsala). Las cajas rectangulares indican cómo los componentes han sido agrupados en compartimientos en el modelo conceptual. Tomado de Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden. p.21.



Para este caso, se identifican dos vías que aportan a la dosis, irradiación externa e inhalación. El cálculo de la dosis por estas vías se presenta a continuación.

Para estimar la irradiación externa se puede usar la siguiente ecuación

$$E_{il} = C'_{lodo} \times FC_{su} \times O_f \tag{3.2}$$

Donde:

E_{il} es la irradiación debida a la actividad retenida en los lodos

C'_{lodo} es la concentración de radionucleido en Bq/m^2 y se halla a partir de C_{lodo} que está dado en Bq/kg

O_f es el factor de ocupación (se calcula a partir del tiempo que se prevé que durante el año una persona estará expuesta. En este caso, el año son 8760 h 3.9 y para una exposición de 2000h este factor es de 0.2283.

FC_{su} factor de conversión de dosis en Sv por Bq/m^2 . Estos factores se encuentran en el documento de la referencia [6] y para el caso del I-131y $Tc - 99m$ considerados en el estudio del INC, se encuentran en la sección 3.1.3, en las figuras 3.10 y 3.11.

Para calcular C'_{lodo} se asumen que la densidad de los lodos es de $1000kg/m^3$ y se toma una profundidad de 1 m, entonces $C'_{lodo} = 1000Kg/m^3 \times 1 \times C_{lodo}(Bq/kg)$, así se obtiene la concentración superficial de actividad en lodos, en Bq/m^2 .

Vemos ahora cómo calcular la dosis por inhalación debida al material resuspendido en el punto de control.

$$E_{rel} = C_{lodo} \times R_{inh} \times DF_{inh} \times O_f \times DL \quad (3.3)$$

donde:

E_{rel} es la dosis anual por la inhalación del material resuspendido sobre los lodos en unidades de Sv/año

C_{lodo} es la concentración media del material radiactivo en los lodos en unidades de Bq/kg. Ver ecuación 3.1

DF_{inh} es el coeficiente de dosis debido a incorporación del material por inhalación, en unidades de Sv/Bq. Ver figura 3.11

O_f es la fracción de tiempo anual en la que ocurre esta exposición - en nuestro contexto se conoce como factor de ocupación. Ver el ejemplo anterior 3.1.2

DL es la concentración de polvo resuspendido en unidades de kg/m^3 , este valor se estima en $0.1 mg/m^3$ basado en las mediciones realizadas en las plantas de tratamiento en donde se retienen lodos.

Estos dos elementos teóricos permiten calcular el impacto en sitios fijos que se han denominado puntos de control, como la cajilla interna mas próxima a la red de alcantarillado o posibles puntos de acumulación en la red interna de la instalación.

Cuando las descargas toma la red de alcantarillado se pueden realizar cálculos basados en los elementos teóricos de descarga a río de la referencia [8] y descarga en superficies de agua de la referencia [6] que será tratado en la sección 3.1.3.1.

Estos elementos de cálculo de las referencias [8] y [6] permitieron a la WHO generar unos límites de tasa de vertido muy conservadores reduciendo estos valores para descargas anuales a 1/100 del vsalor calculado.

En las Figuras 3.5 y 3.6 se muestran las diferentes vías de aporte a la dosis de una persona crítica o representativa, lo que permite seleccionar el modelo de cálculo adecuado para cuantificar el riesgo potencial y determinar el Impacto Radiológico.

En la Figura 3.2 se muestran los niveles genéricos respecto de los cuales se basó la WHO para determinar los valores presentados en la figura 3.3. Los valores de la WHO son 1/100 de los valores presentados en la referencia [8] para las descargas anuales.

hasta aquí se ha presentado la normativa Colombiana y su fundamento, a continuación se presentará las posibles vías de aporte a la dosis y los modelos teóricos para su cálculo. En la sección 4 se muestra la aplicación de los modelos pertinentes para el caso del INC. El lector puede considerar según el caso de estudio la aplicación de otros modelos presentados en las referencias [8], [6] y [4].

3.1.3. Experiencias a nivel internacional para evaluación del impacto radiológico debido a vertimientos de material radiactivo

En los numerales 3.1.3.1, 3.1.3.2 y 3.1.3.3 se presentan diferentes maneras para abordar la evaluación del impacto radiológico debido a los vertimientos de material radiactivo, el documento «Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment» proporciona métodos sencillos para calcular las dosis a la población crítica debida a los vertidos radiactivos al medio ambiente, con el propósito de evaluar los límites de descarga adecuados y permitir la comparación con los criterios de limitación de dosis especificados por la autoridad reguladora competente.

Cuadro 3.2: Niveles genéricos para descargas de material radiactivo al alcantarillado. Tomado de TECDOC-1000 Tabla IV

TABLE IV. DERIVED GENERIC CLEARANCE LEVELS FOR LIQUID RELEASES

Radionuclide	Annual release rate (Bq a ⁻¹)	Main exposure pathways
H-3	1 × 10 ¹²	River - Ingestion
C-14	1 × 10 ¹⁰	River - Ingestion
Na-22	1 × 10 ⁵	Sewage - External
Na-24	1 × 10 ⁸	Sewage - External
P-32	1 × 10 ⁶	River - Ingestion fish
Y-90	1 × 10 ¹⁰	River - Ingestion fish and water
Mo-99	1 × 10 ⁸	Sewage - External
Tc-99	1 × 10 ¹⁰	River - Ingestion fish and water
Tc-99m	1 × 10⁹	Sewage - External
In-111	1 × 10 ⁸	Sewage - External
I-123	1 × 10 ⁹	Sewage - External
I-125	1 × 10 ⁸	Sewage - External
I-131	1 × 10⁷	Sewage - External
Xe-127	Not applicable	
Xe-133	Not applicable	

El documento «Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden» presenta información sobre el uso de radionucleidos en Hospitales suecos en el período 1999-2004 que permitió hacer estimaciones de los vertidos a los sistemas de aguas residuales. El objetivo del estudio reportado aquí es llevar a cabo una evaluación de las dosis al público, incluyendo trabajadores de alcantarillado, que surgen de las descargas líquidas de los hospitales, principalmente de los pacientes. Un objetivo de particular interés son las liberaciones de material radiactivo y las vías de exposición, que pueden conducir a dosis por encima del nivel de exención de 10 μSv/año, ya que estas situaciones requerirían algún tipo de control reglamentario.

Otro documento de interés es «Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels» en el que se presentan los antecedentes y la historia de la Comisión Europea, en cuanto a los detalles de los modelos radiológicos utilizados para derivar los niveles de dispensa. También, se presentan los antecedentes y la historia de la Guía de Seguridad del OIEA RS-G-1.7, en cuanto a los detalles de los modelos radiológicos utilizados para derivar el conjunto de valores proporcionados en RS-G-1.7. Esto resulta muy importante puesto que los estudios de impacto radiológico deben permitir la evaluación del riesgo con base en los niveles de exención y dispensa.

3.1.3.1. Documento base del estudio «Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Environment»

Las Figuras 3.5 y 3.6 muestran una visión general del enfoque de evaluación y los principales parámetros para hacer una evaluación. El primer paso en este enfoque es estimar la naturaleza y la magnitud de la descarga de material radiactivo en el medio ambiente, teniendo en cuenta el período durante el cual es probable que

se produzca. Se tiene en cuenta la manera como se conduce el material radiactivo a la atmósfera, las aguas superficiales o a un sistema de alcantarillado, se hace un modelamiento de la situación, y se evalúan los lugares donde las personas pueden estar expuestas.

Es muy importante ver las dosis proyectadas derivadas de cada ruta de descarga, tener en cuenta los lugares más cercanos donde los miembros del público tienen acceso (por ejemplo, para dosis por irradiación externa e irradiación por inhalación) o en lugares de producción de alimentos más cercano (por dosis de ingestión) para el modelo genérico ambiental. La ubicación, los hábitos adquiridos y el comportamiento de los miembros del público son fundamentales para definir la población crítica. El modelo está diseñado para estimar la dosis máxima anual recibida durante el período de la práctica. Se debe tener en cuenta la dinámica de las descargas para determinar un umbral de actividad que permita el cálculo de la dosis potencial.

Es muy importante que el lector base su análisis de vías de exposición y poblaciones críticas a partir de los esquemas presentados en las Figuras 3.5 y 3.6.

Figura 3.5: Vías de aporte a la dosis a la población crítica

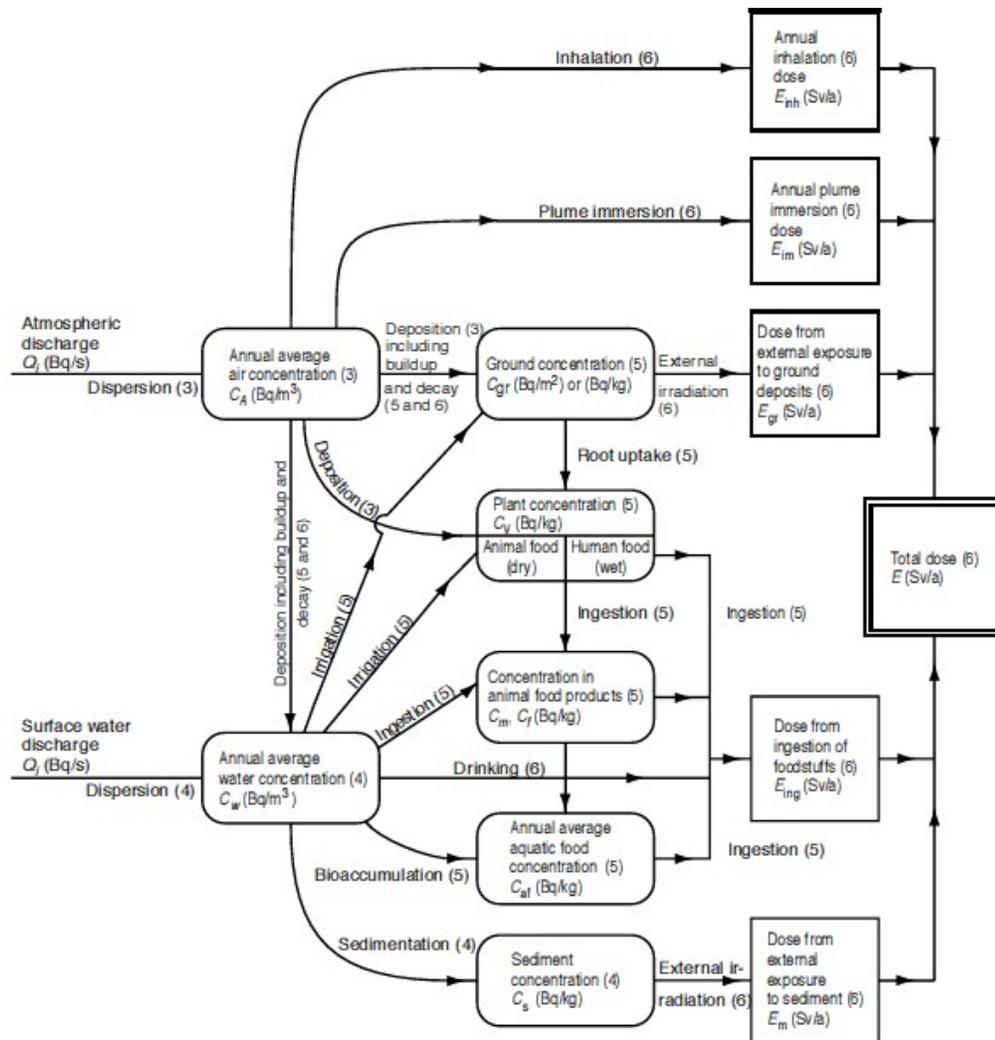
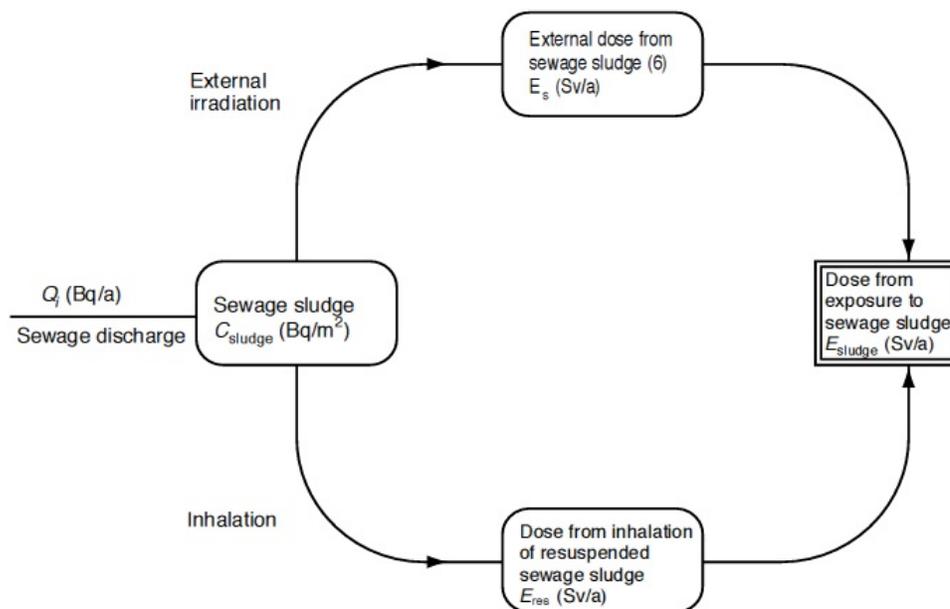
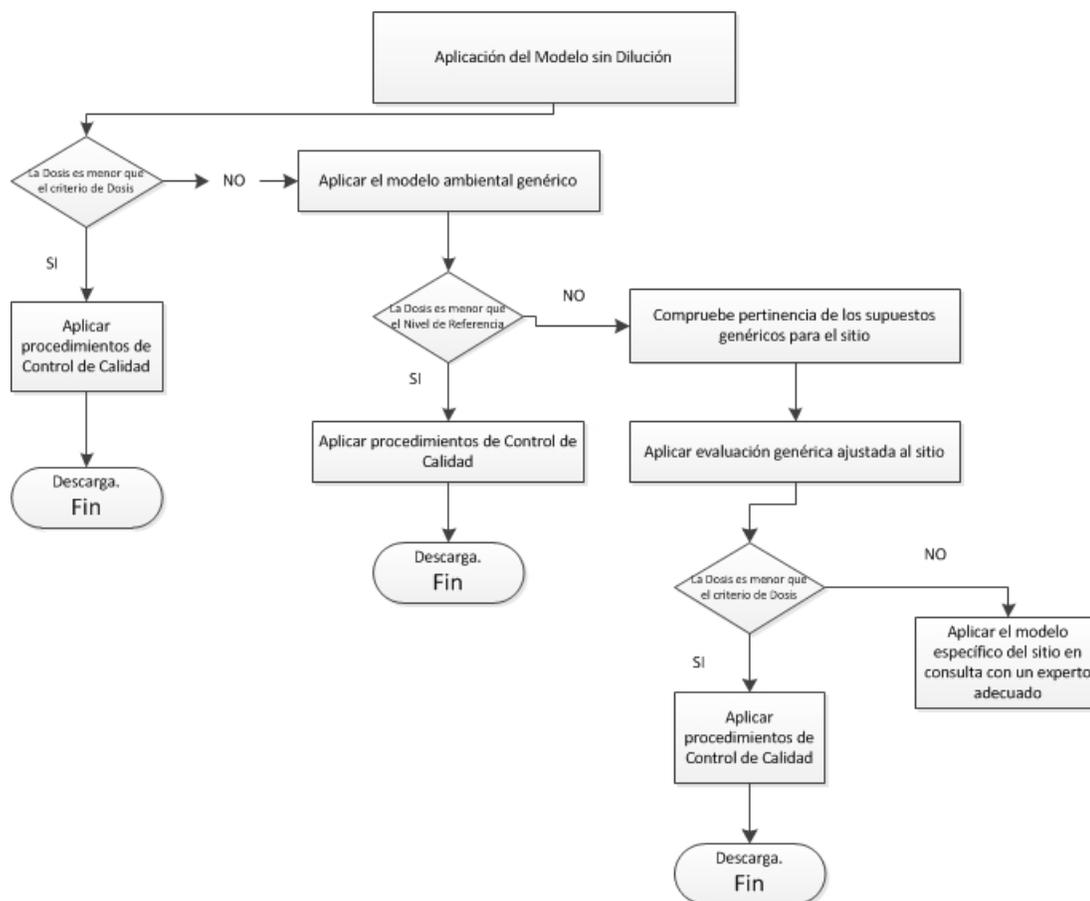


Figura 3.6: Aporte a la dosis por descargas a la alcantarilla

En la Figura 3.7 se presentan los criterios de dosis para miembros del público en general se expresan en términos de la dosis media a la población crítica. La población crítica son los miembros del público probablemente más expuestos. Para la toma de decisiones se debe tener en cuenta las restricciones de la autoridad reguladora y el nivel de incertidumbre asociado con las predicciones del modelo. En este contexto, es importante señalar que estos modelos genéricos y sus parámetros asociados dan como resultado sobreestimaciones de dosis a las poblaciones hipotéticas críticas. En ningún caso se debe subestimar las dosis en más de un factor de diez. Se recomienda un nivel de referencia de 10% (o décima parte) de la restricción de dosis. Es una base razonable para determinar si es necesario refinar una evaluación de la dosis.

Figura 3.7: Flujo para evaluar proceso de descargas



Se ha presentado a nivel general el concepto de evaluación de impacto radiológico tomando como base la propuesta del documento de la referencia [6] y se mostrará a continuación los modelos genéricos que permiten hacer la evaluación del impacto radiológico para el INC; sin embargo, es posible que se requiera la adopción de otros modelos según el caso, por ejemplo, si la institución se encuentra en zona rural, o si en la zona donde se encuentra hay mucha influencia por cuenta de otras instituciones de Medicina Nuclear.

Modelos Genéricos

A continuación se describe cómo calcular dosis individuales a través de vías particulares, para este efecto, se toma una persona representativa del grupo crítico y la dosis total se calcula sumando las dosis recibidas a través de todas las vías y todos los materiales. Así, el grupo crítico hipotético se supone que representa los miembros del público más expuestos a las diferentes fuentes por todas las vías posibles. En la práctica esto es poco probable que ocurra, aunque es una suposición razonable para fines genéricos. Los cálculos se basan ya sea en el supuesto de que se alcanza el equilibrio (por ejemplo, las vías de aire o agua) o en el supuesto de una acumulación continua en el medio ambiente, de material, en un periodo largo (por ejemplo, el suelo o sedimentos), según corresponda.

De esta manera se puede abordar un estudio de impacto radiológico, calculando la dosis individual sobre una persona representativa, identificando todas las vías posibles de exposición, los tipos de materiales y las consideraciones en cuanto a la actividad de los materiales. Se debe estudiar si se halla un umbral o si se realiza un cálculo a partir de una acumulación de material.

Es importante anotar que estos modelos genéricos se aplican mediante el uso de tablas que aparecen en la referencia [6] en las que se proporcionan datos tales como los que se muestran en las tablas de las Figuras 3.10 y 3.11.

Cálculo de dosis externa por actividad acumulada

Consiste en el cálculo de dosis debida a deposición de material en el suelo. Se puede calcular a partir de la siguiente ecuación

$$E_{suelo} = C_{suelo} \times DF_{suelo} \times O_f \quad (3.4)$$

donde

E_{suelo} dosis efectiva anual por deposición de material en el suelo, en unidades de Sv/año

C_{suelo} es la densidad superficial de material depositado i en unidades de Bq/m^2

DF_{suelo} es el coeficiente de dosis por exposición debido a la deposición de material en el suelo, en unidades de Sv/año por Bq/m^2 .

O_f es la fracción de tiempo anual de exposición (factor de ocupación)

C_{suelo} se puede obtener a partir de una tasa de deposición de material en el suelo, se calcula a partir de la siguiente ecuación

$$C_{suelo} = \frac{\dot{d}_i [1 - \exp(-\lambda_{E_i^s} t_b)]}{\lambda_{E_i^s}} \quad (3.5)$$

donde

\dot{d}_i es la tasa de deposición en el suelo, en unidades de Bq/m^2 día

$\lambda_{E_i^s}$ es una constante efectiva de reducción de actividad en los primeros 10 a 20 cm del suelo en 1/día, donde $\lambda_{E_i^s} = \lambda_i + \lambda_s$.

λ_s es la constante de velocidad para la reducción de la actividad en el suelo debido a procesos distintos de desintegración radiactiva;

t_b es la duración de la descarga de material radiactivo, en días

En las tablas VIII y X, y en el anexo II de la referencia [6] se pueden encontrar las constantes para el cálculo de C_{suelo} .

Estimación de las dosis externas por depósitos de material radiactivo

Los depósitos de material radiactivo hacen referencia a sitios en los cuales se puede almacenar el material durante el trayecto del vertido. La estimación de la dosis externa de material depositado sobre el suelo es un procedimiento sencillo, y existen muchos modelos para este fin. La forma más sencilla consiste en calcular la dosis a una altura de referencia de 1m por encima de una superficie contaminada. Se asume que la superficie es un plano infinito en el que la actividad radiactiva se distribuye uniformemente.

Este método se aplica a materiales radiactivos con vidas medias cortas depositados en superficies lisas. Para los radionucleidos de vida más larga, es necesario modelar la migración a través de la columna de suelo. Veamos los cálculos de dosis debido a las diferentes formas de deposición del material.

Dosis por retención de material radiactivo en sedimentos

Esta situación se puede presentar en la cajilla de salida de material radiactivo del INC en la que se observa acumulación de lodos en el fondo de la caja.

Figura 3.8: Cajilla del INC que recibe el material radiactivo y conecta con el sistema de alcantarillado



Para el cálculo de la dosis se puede usar la ecuación 3.6, esta expresión coincide con la estudiada en la sección 3.1.2, ya que el TECDOC -1000 referencia principal de la WHO se basó en el documento «Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment».

$$E_{il} = C'_{lodo} \times FC_{su} \times O_f \tag{3.6}$$

Donde:

E_{il} es la irradiación debida a la actividad retenida en los lodos

C'_{lodo} es la concentración de radionucleido en Bq/m^2 y se halla a partir de C_{lodo} que está dado en Bq/kg

FC_{su} factor de conversión de dosis en Sv por Bq/m^2 .

Para efecto de los cálculos es importante hallar los O_f , para esto, se toma como base el número de horas de un año, que corresponde a 8760h (365 d). Por tanto, para 2000h que corresponde al tiempo laboral en un año el $O_f = 0.2283$. De esta manera se obtiene la tabla de la Figura 3.9. Los factores de conversión para I-131 y Tc-99m se pueden consultar en la tabla presentada en la Figura 3.10.

Figura 3.10: Coeficientes para cálculo de Dosis por Irradiación - Tomado de Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment p. 79-81

EFFECTIVE EXTERNAL DOSE COEFFICIENTS FOR VARIOUS RADIONUCLIDES			
Nuclide	Effective dose from cloud immersion (Sv/a per Bq/m ³)	Skin dose from cloud immersion (Sv/a per Bq/m ³)	Effective dose from surface deposits (Sv/a per Bq/m ²)
I-131	5.8×10^{-7}	9.4×10^{-7}	1.2×10^{-8}
Tc-99m	1.9×10^{-7}	2.3×10^{-7}	3.9×10^{-9}

Irradiación por Inhalación de material radiactivo

En la acumulación de material radiactivo en algún punto de la trayectoria de los vertimientos puede aportar a la dosis de personas críticas o representativas a través de irradiación por inhalación, esta dosis se halla usando la siguiente ecuación:

Figura 3.9: Factores de ocupación. Tomado de la referencia p. 78.

[6]

DEFAULT VALUES OF HABIT AND OTHER DATA FOR
EXTERNAL EXPOSURE, INHALATION AND INGESTION DOSE ESTIMATION
FOR A CRITICAL GROUP IN EUROPE

Type of exposure	Adult		Infant (1 a)	
	Occupancy (h/a)	Fraction O_f	Occupancy (h/a)	Fraction O_f
<i>External exposure</i>				
Surface contaminated owing to air deposition	8760	1	8760	1
Working/playing over contaminated sediments	1600	0.18	1000	0.12
Submersion in air	8760	1	8760	1
Garden and ground exposure from irrigation	500	0.06	500	0.06
<i>Inhalation</i>				
Breathing rate (m ³ /a)	8400		1400	
<i>Ingestion</i>				
	Intake per person			
Freshwater fish (kg/a)	30		15	
Marine fish (kg/a)	50		25	
Marine shellfish (kg/a)	15		0	
Water and beverages (m ³ /a)	0.600		0.260	
Fruit, vegetables and grain, including	410		150	

$$E_{inh} = C_A \times R_{inh} \times DF_{inh} \tag{3.7}$$

donde,

E_{inh} es la dosis efectiva anual por inhalación de material radiactivo, en unidades de Sv/a

C_A es la concentración del material radiactivo en el aire, en unidades de Bq/m³

R_{inh} es la tasa de inhalación, en unidades de m³/a. Para adultos se puede tomar 8400 y para niños 1400. Estos valores se tomaron de la referencia [6], p. 78.

DF_{inh} es el coeficiente de dosis por inhalación, en unidades de Sv/Bq. Para el caso del INC la Figura 3.11 muestra los coeficientes para el I-131 y el Tc – 99m.

Figura 3.11: Coeficientes para cálculo de Irradiación por Inhalación - Tomado de Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Enviroment p. 87-89

COMMITTED EFFECTIVE DOSE COEFFIENTS FOR INHALATION (Sv/Bq)			
Nuclide	Lung class	Infant (1 – 2 a)	Adult
I – 131	F	7.2×10^{-8}	7.4×10^{-9}
Tc – 99m	F	8.7×10^{-11}	1.2×10^{-11}

Dosis por inhalación de material resuspendido en lodos contaminados

Para el cálculo de la dosis por el material resuspendido sobre los lodos acumulados, se usa la expresión

$$E_{res} = C_{lodo} \times R_{inh} \times DF_{inh} \times DL$$

que se explicó en la sección 3.1.2.

Dosis por descargas de material radiactivo en aguas superficiales

Este documento presenta unos factores basados en modelos genéricos, que permiten estimar las dosis recibidas por poblaciones críticas, a continuación se presentan las tablas que contiene los coeficientes para el I-131 y el Tc-99m para el caso del INC.

Para cálculo de dosis debidas a descargas al sistema de alcantarillado se pueden usar los valores presentados en la tabla de la Figura .

Figura 3.12: Coeficientes para cálculos de dosis debidas a descargas en alcantarilla. Tomado de la referencia, p. 131-133

[6]

DOSE CALCULATION FACTORS FOR DISCHARGES INTO A SEWER BASED ON THE GENERIC ENVIRONMENTAL MODEL (Sv/a per Bq/a)			
Nuclide	Total dose (Sv/a per Bq/a)	Contribution (%)	
		External	Inhalation
I-131	3.4×10^{-13}	100	0
Tc-99m	7.2×10^{-17}	100	0

Para el caso de descargas en río, con el fin de calcular los factores de dosis presentados en la Tabla de la Figura , se supone que las descargas llegan a un pequeño río con un caudal de $0,1\text{ m}^3/\text{s}$, se supone también una población crítica que vive a una distancia de 500m aguas abajo del punto de descarga a orilla del río. El río se asume con unas dimensiones de 3,47m de ancho, con una profundidad de 0.058m y un caudal de $0,5\text{ m}^3/\text{s}$. Se supone una concentración de actividad a 500m del sitio de descarga de $16\text{ Bq}/\text{m}^3$, esto es posible para una tasa de descarga continua de $1\text{ Bq}/\text{s}$ [6].

Figura 3.13: Coeficientes para cálculos de dosis debidas a descargas en ríos.

Tomado de la referencia [6], p. 134-136

DOSE CALCULATION FACTORS FOR DISCHARGES INTO SURFACE WATER BASED ON THE GENERIC ENVIRONMENTAL MODEL (Sv/a per Bq/s)				
Nuclide	Generic dose factor (Sv/a per Bq/s)	Drinking water	Fish	External
<i>I</i> – 131	$2.5 * 10^{-6}$	30 %	70 %	0 %
<i>Tc</i> – 99m	$1.1 * 10^{-9}$	46 %	54 %	0 %

Los valores mostrados en las tablas son muy útiles a la hora de evaluar las dosis de las poblaciones críticas en el entorno de la instalación que hace la descarga.

3.1.3.2. Estudio de caso en Suecia «Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden»

El estudio que se presenta en esta sección aporta al estudio de impacto radiológico realizado en el INC aspectos propios de la practica médica como el tipo de material utilizado y sus características radiológicas. Se parte de los materiales que se utilizan en medicina nuclear y veterinaria tanto para diagnóstico y como con fines terapéuticos.

Generalmente, los materiales radiactivos no sellados son radiofármacos que se administran a los pacientes mediante inyección, por ingestión o inhalación. Estos materiales se pueden localizar en tejidos específicos hasta que se desintegran o son eliminados a través de diversas vías (como la orina). Para diagnóstico, se usan emisores γ , con vidas medias cortas para obtener imágenes a través de las Gammacámaras. Aproximadamente el 80% de los procedimientos se hacen con Tc-99m que tiene una vida media de 6 horas, este material decae a Tc-99, con una vida mas larga, lo que se debe considerar a la hora de evaluar el impacto radiológico.

En todo el mundo, aproximadamente 32 millones de diagnóstico los procedimientos de medicina nuclear se realizan cada año [4]. Anualmente aproximadamente 100000 exámenes se llevan a cabo en Suecia en 30 hospitales. Además hay seis centros de atención de animales que realizan diagnósticos con radiofármacos, principalmente Gammagrafía usando Tc-99m en caballos. En comparación con las aplicaciones de diagnóstico, los tratamientos terapéuticos son menos en número pero utilizan en general mayores actividades y radionucleidos emisores beta con vidas medias más eficaces, tanto biológica como física..

Ejemplos de terapia tratamientos incluyen yoduro de sodio-131 para el cáncer de tiroides o hipertiroidismo, Sr-89 y Sm-153 para metástasis óseas. El I-131 (MIBG) es un compuesto orgánico utilizado para el tratamiento de cánceres suprarrenales.

El material más utilizado para terapia es el I-131, que se excreta principalmente en la orina con cantidades más pequeñas en la saliva, el sudor y las heces[4]. La actividad retenida en el paciente depende de varios factores, por ejemplo, del radiofármaco utilizado o la condición de la glándula tiroides. Durante las primeras 24 horas después del tratamiento, aproximadamente 60% de yodo administrado la actividad se excreta y después de 5 días la actividad total en el cuerpo del paciente se ha reducido en aproximadamente un 90%. Estos elementos del estudio realizado en Suecia son de gran importancia en el análisis del INC. Se observa una dinámica muy similar en los procedimientos y se presentan variables importantes a la hora de cuantificar la actividad que se va a verter.

En Suecia, se usan plantas de tratamiento de aguas residuales con el propósito de limpiar los efluentes para que puedan ser descargados al medio ambiente. Los contaminantes que se retiran de los efluentes durante el tratamiento son: sólidos inorgánicos y orgánicos (artículos flotantes), sólidos en suspensión (partículas mayores de 0,45 micrómetros, partículas muy finas) y materia consumidora de oxígeno disuelto (sustancias orgánicas), fósforo y nitrógeno.

La carga de contaminantes varía durante la temporada del año y en el día. Las lluvias y tormentas, también influyen en los flujos de agua y contaminantes de la planta de aguas residuales. Aunque el agua y los residuos en el agua de lluvia se transportan generalmente en diferentes sistemas de tuberías, existen fugas en el sistema, lo que explica por qué las fuertes lluvias pueden afectar los flujos de aguas residuales.

Sistemas similares para el tratamiento de aguas residuales se utilizan en toda Suecia. El tratamiento de aguas residuales es llevado a cabo en una serie de plantas de aguas residuales locales y regionales de diseño similar, las diferencias entre ellas es principalmente su tamaño.

Uno de los contaminantes que llega a las plantas es el material radiactivo de las prácticas médicas, el impacto radiológico debido a estas plantas es uno de los temas a estudiar en el caso de Suecia, por la metodología que se diseñó y el modelo que permite cuantificar este impacto.

Dentro de las conclusiones y recomendaciones del estudio se pueden resaltar:

- El estudio muestra que sólo unos pocos materiales utilizados en el período 1999-2004 en hospitales suecos para la radioterapia y radiodiagnóstico podrían conducir a dosis potencial significativa (por encima del nivel de exención de $10\mu\text{Sv/a}$). Estos radionúclidos son: P-32, Y-90, Tc-99m, In-111, I-123, I-131 y Tl-201.
- El estudio mostró que las vías de exposición presentadas que pueden direccionar evaluaciones realistas, son: la exposición externa de los trabajadores relacionados con aguas residuales (para Tc-99m, I-123, I-131, A-111 y TL201) y la exposición del público a través de la ingestión de agua (I-131) y pescado (P-32, Y-90 y A-111 y I-131). Otras vías de exposición consideradas son: (exposición de los trabajadores de aguas residuales a través de la inhalación de polvo contaminado y la ingestión de alimentos cultivados en tierras agrícolas donde lodos contaminados se han utilizado como fertilizante o se han eliminado en forma de vertido
- Las evaluaciones realistas de la exposición externa de los trabajadores de alcantarillado se llevaron a cabo para la planta de aguas residuales Kungsängsverket en Uppsala. Para este propósito se usó un modelo dinámico, denominado LUCIA. Los resultados de las evaluaciones realistas muestran que existe una probabilidad significativa para las dosis superiores a la restricción de dosis, de $100\mu\text{Sv/a}$. El modelo LUCIA se aplicó también para evaluaciones de dosis realistas para las otras plantas de tratamiento porque se consideró suficientemente genérico para proporcionar estimaciones de las dosis razonables.

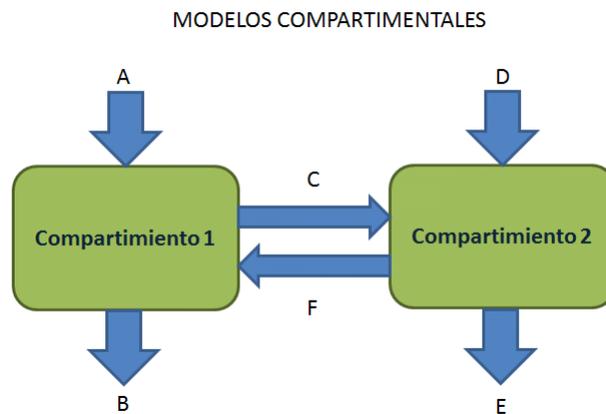
Estos elementos de estudio se han considerado relevantes y por tanto se muestra el concepto en el que se basa el modelo dinámico LUCIA y las expresiones matemáticas y sus parámetros para la estimación de las dosis.

En el INC, las aguas residuales provenientes de medicina nuclear no van a la planta de tratamiento existente, estos residuales se descargan directamente a la alcantarilla pública. Sin embargo, como se mencionó en las conclusiones y recomendaciones del estudio, el modelo es lo suficientemente genérico para que pueda ser adaptado en valuaciones reales en otros escenarios.

Aplicación de un modelo compartimental

Para determinar la cinética de Material Radiactivo tanto en sistemas Biológicos como en vertimientos hacia el medio ambiente, es pertinente usar los modelos compartimentales, que consisten en identificar sitios (compartimientos) en los cuales el flujo llega y es distribuido hacia otros compartimientos. Para efecto del análisis de flujo de material radiactivo, es muy conveniente usar estos modelos ya que la desintegración radiactiva se puede asumir como un compartimiento; veamos un esquema del modelo.

Figura 3.14: Concepto del modelo compartimental



La Figura 3.14, muestra un sistema simple de dos compartimientos en los que A=Flujo de entrada al compartimiento 1, B=Flujo de salida (puede tratarse de decaimiento radiactivo), C=Flujo de salida del compartimiento 1 hacia el compartimiento 2; análogo a esto, desde el compartimiento 2 tenemos D=Flujo de entrada al compartimiento 2, C=Flujo de entrada al compartimiento 2 proveniente del compartimiento 1, F=flujo de salida desde el compartimiento 2 hasta el compartimiento 1 y E=Flujo de salida del compartimiento 2 (puede tratarse de decaimiento radiactivo).

El anterior concepto se puede describir de manera simple así:

$$\begin{aligned} \text{Dinámica Flujo Compartimiento 1} &= \text{Flujo Entrante Exterior} + \text{Flujo Entrante Compartimiento 2} \\ &- \text{Flujo Saliente Exterior} - \text{Flujo Saliente Hacia Compartimiento 2} \end{aligned} \quad (3.8)$$

$$\begin{aligned} \text{Dinámica Flujo Compartimiento 2} &= \text{Flujo Entrante Exterior} + \text{Flujo Entrante Compartimiento 1} \\ &- \text{Flujo Saliente Exterior} - \text{Flujo Saliente Hacia Compartimiento 1} \end{aligned} \quad (3.9)$$

Sea $A(t)$ el flujo de material radiactivo presente en los compartimientos. Las ecuaciones 3.10 y 3.11 describen la actividad en cada compartimiento:

$$\frac{dA_1}{dt} = b_1(t) + k_{2,1}A_2(t) - k_{1,0}A_1(t) - k_{1,2}A_1(t) \quad (3.10)$$

$$\frac{dA_2}{dt} = b_2(t) + k_{1,2}A_1(t) - k_{2,0}A_2(t) - k_{2,1}A_2(t) \quad (3.11)$$

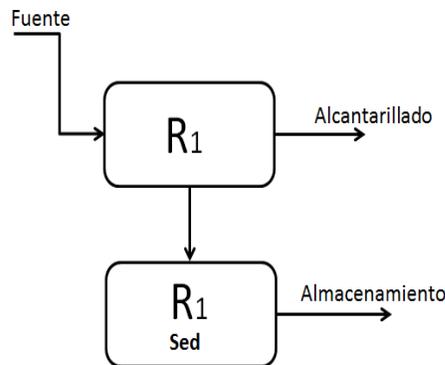
Si k son los coeficientes de transferencia del material radiactivo de un compartimiento a otro y partiendo de la existencia de n compartimientos, la expresión matemática 3.12 describe esta situación.

$$\frac{dx_i(t)}{dt} = \sum_j k_{j,i}X_j(t) - \sum_r k_{i,r}X_i(t) + b_i(t) = \sum_j k_{j,i}X_j(t) - \sum_i K_iX_i(t) + b_i(t) \quad (3.12)$$

Para la evaluación del impacto radiológico en los hospitales que cuentan con plantas de tratamiento para aguas residuales, el modelo aplica de manera directa, sin embargo, en el contexto Colombiano, en la mayoría de los servicios de medicina nuclear no existe una planta de tratamiento de aguas residuales, por tanto, se debe determinar si existen compartimientos. En el caso del INC al evaluar la dinámica del material desde el punto de generación hasta el punto de descarga al la red de alcantarillado, se observa que un compartimiento es la cajilla de descarga que conecta con la alcantarilla pública. Esta cajilla constituye un punto de control interno de las instalaciones en el cuál se debe evaluar el impacto radiológico.

Los modelos presentados se aplicarán al caso real del INC, en este sentido se asumen dos compartimientos en la cajilla que conecta a la red de alcantarillado, uno denominado R_1 , que corresponde a la actividad en la masa de agua y otro denominado $R_1\text{sed}$, que corresponde a la fracción de actividad que se queda en los lodos, como se esquematiza en la Figura 3.15.

Figura 3.15: Esquema del concepto para el caso real



La ecuaciones usadas permiten la estimación de la concentración de radionucleidos en agua y lodos dependiendo de la concentración de entrada.

El único parámetro específico requerido por el modelo es el coeficiente de distribución $k_d R_1$, que representa el coeficiente de distribución k_d entre el agua y el lodo, en el compartimiento R_1 , el coeficiente de distribución es la razón entre la concentración de radionucleido en fase de suelo (Bq/kg peso seco) y la concentración de radionucleido en agua (en Bq/m³). Este valor depende de la concentración de sólidos suspendidos y las condiciones químicas. Estos valores se pueden obtener de un análisis de aguas realizado en un laboratorio químico certificado.

Los coeficientes de distribución para lodo no fueron encontrados, por tanto, se usaron los reportados para suelos orgánicos.

Cada ecuación diferencial ordinaria EDO se tiene en cuenta para flujos de radionucleidos entrantes y salientes de un compartimiento y las pérdidas por decaimiento radiactivo. Los flujos entre compartimientos son calculados multiplicando un coeficiente de tasa de transferencia (TC) por la cantidad de actividad de material radiactivo en el compartimiento.

Veamos el modelo matemático general

$$\frac{dA_k^j}{dt} = F_{fuera-k}^j - F_{k-fuera}^j + \sum_i F_{i-k}^j - \sum_i F_{k-i}^j - \lambda^j A_k^j \quad (3.13)$$

$$F_{i-k}^j = TC_{i-k}^j A_i^j \quad (3.14)$$

$$F_{k-i}^j = TC_{k-i}^j A_k^j \quad (3.15)$$

$$F_{k-fuera}^j = TC_{k-fuera}^j A_k^j \quad (3.16)$$

En donde:

A_k^j = es el inventario del j-ésimo radionucleido en el compartimiento k (Bq)

A_i^j = es el inventario del j-ésimo radionucleido en el compartimiento i (Bq)

$F_{fuera-k}^j$ = es el flujo del j-esimo radionucleido desde fuera del sistema al compartimiento k (Bq/día)

$F_{k-fuera}^j$ = es el flujo del j-esimo radionucleido desde el compartimiento k a fuera (Bq/día)

F_{i-k}^j = es el flujo del j-esimo radionucleido desde el compartimiento i al compartimiento k (Bq/día)

F_{k-i}^j = es el flujo del j-esimo radionucleido desde el compartimiento k al compartimiento k (Bq/día)

TC_{i-k}^j = es el coeficiente de tasa de transferencia del j-esimo radionucleido del compartimiento i al compartimiento k (1/día)

El coeficiente de tasa de transferencia para el transporte con agua se define como:

$TC_{R_1-fuera} = \frac{Q}{V_{R_1}}$ donde Q es el flujo de agua desechada al alcantarillado en ($m^3/día$) y V_{R_1} es el volumen total de la alcantarilla de sedimentación.

Los coeficientes de tasa de transferencia para el proceso de sedimentación son:

$$TC_{R_1-R_{1sed}} = \frac{FlujoPrimarioLodos}{V_{R_1}} \times \frac{kd_{R_1}}{ConcSS \times EssR_1 \times kd_{R_1} + 1} \quad (3.17)$$

$$FlujoPrimarioLodos = Q \times (ConcSS \times (EssR_1) + ConcCOD \times (1 - ECOD_{R_1}) \times ConF_{R_1}) \quad (3.18)$$

Donde,

$ConcCOD$ =es la concentración de la demanda química de oxígeno (DQO) en las aguas residuales entrantes ($KgCOD/m^3$)

$ConF_{R1}$ =es un factor de conversión entre unidades de DQO y SS para R1 [$kgSS/kgCOD$]

E_{SSR1} =es la eficiencia para la reducción de la concentración de SS en R1

E_{CODR1} =es la eficiencia para la reducción de la concentración de COD en R1

kd_{R1} =es el coeficiente de distribución del radionúclido en R1 [m^3/kg],

$FlujoPrimarioLodos$ =es el flujo de lodo primario para el tratamiento de lodos [$kg/día$],

Las ecuaciones 3.17 y 3.18 describen la velocidad de eliminación de radionucleidos absorbido en sólidos suspendidos por sedimentación. La sorción de los radionucleidos a los sólidos en suspensión en R1 y R2 se asume que ocurre instantáneamente.

Las proporciones resultantes entre agua y sólidos en suspensión depende de los coeficientes de distribución (Kd), cuyos valores dependen de la concentración de sólidos en suspensión y las condiciones químicas.

Para el compartimiento R_1 :

$$\frac{dA_{R1}}{dt} = F_{fuente-R1} - TC_{R1-fuera} \cdot A_{R1} - TC_{R1-R1Sed} \cdot A_{R1} - \lambda A_{R1}; \quad (3.19)$$

donde λ es la constante de decaimiento física del radionucleido, en este caso ^{131}I , simplificando se obtiene:

$$\frac{dA_{R1}}{dt} = F_{fuente-R1} - A_{R1} [TC_{R1-fuera} - TC_{R1-R1Sed} - \lambda]; \quad (3.20)$$

se define

$$\lambda_1 = [TC_{R1-fuera} - TC_{R1-R1Sed} - \lambda]; \quad (3.21)$$

de tal modo que la ecuación 3.20 quedaría

$$\frac{dA_{R1}}{dt} = F_{fuente-R1} - \lambda_1 A_{R1} \quad (3.22)$$

Para el compartimiento R_{1Sed} :

$$\frac{dA_{R1Sed}}{dt} = -TC_{R1Sed-fuera} \cdot A_{R1Sed} + TC_{R1-R1Sed} \cdot A_{R1} - \lambda A_{R1Sed} \quad (3.23)$$

se define

$$\lambda_2 = -TC_{R1Sed-fuera} - \lambda \quad (3.24)$$

se tiene

$$\frac{dA_{R1Sed}}{dt} = -\lambda_2 A_{R1Sed} + TC_{R1-R1Sed} A_{R1} \quad (3.25)$$

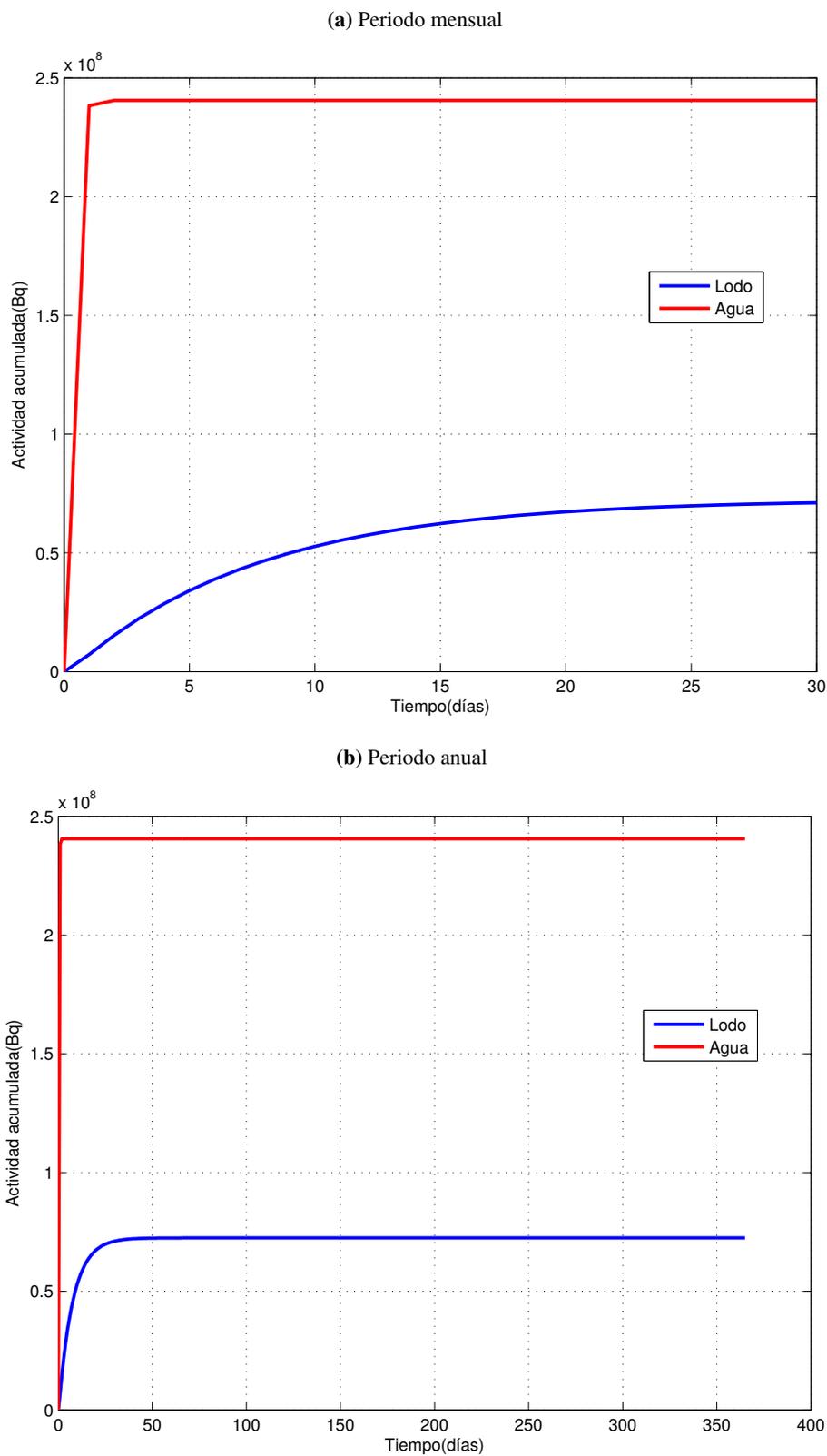
Las soluciones al sistema de ecuaciones diferenciales 3.22 y 3.25 son:

$$A_{R1}(t) = \frac{F_{fuente-R1}}{\lambda_1} (1 - \exp(-\lambda_1 t)) \quad (3.26)$$

$$A_{R1Sed}(t) = \frac{TC_{R1-R1Sed} \cdot F_{fuente-R1}}{\lambda_1 \lambda_2} \left\{ 1 - \exp(-\lambda_2 t) + \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} [\exp(-\lambda_2 t) - \exp(-\lambda_1 t)] \right\} \quad (3.27)$$

El modelo utilizado en Suecia para evaluar el impacto radiológico es un modelo realista de gran utilidad en el INC puesto que la institución cuenta con los parámetros que exige el modelo lo que permite unos resultados confiables. La Figura muestra las gráficas de actividad acumulada en lodos y en el cuerpo de agua en diferentes periodos de tiempo, este resultado se obtendrá para el INC.

Figura 3.16: Comparación de la actividad acumulada en lodo con respecto a la liberada en agua para diferentes periodos de tiempo



3.1.3.3. Estudio de caso «Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels»

Este estudio se realizó con el objeto de proporcionar una base para la toma de decisiones respecto de los niveles presentados en el RS-G-1.7 si podrían ser utilizado como niveles de dispensa para la liberación incondicional. Se presentan los modelos de cálculo de los documentos RS-G-1.7 y RP 122 / I y la forma en que los niveles de dispensa se han derivado.

Capítulo 4

Estudio de Impacto Radiológico

4.1. Elementos teóricos y metodología implementada para el estudio de impacto radiológico en el INC

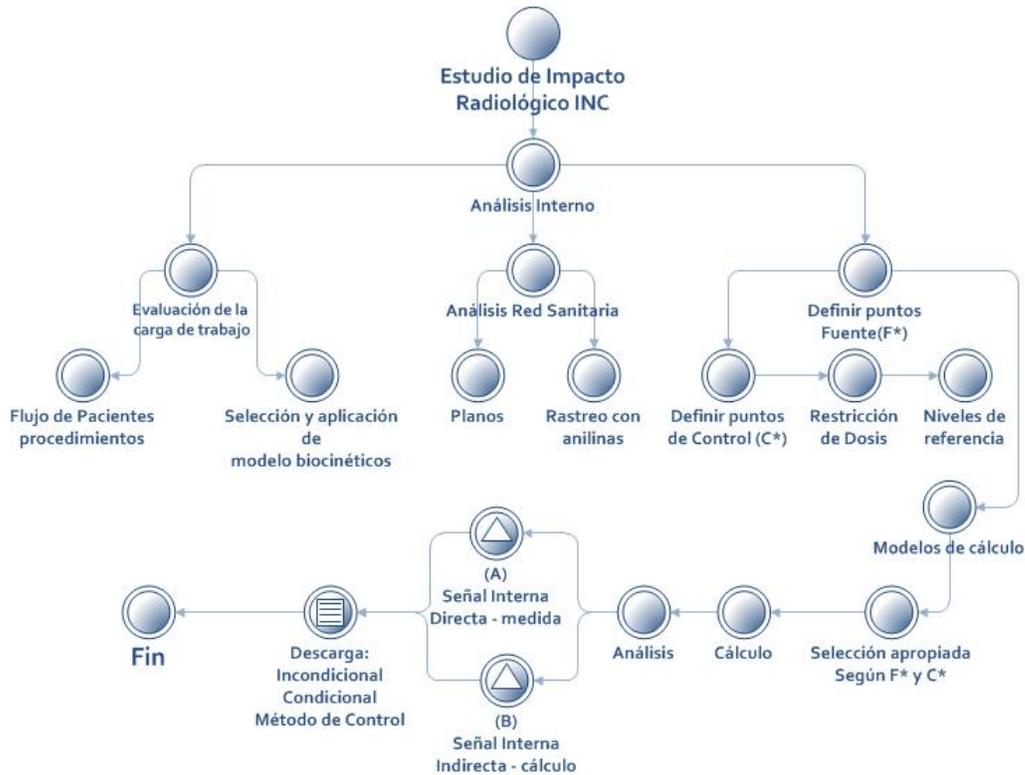
En las partes 2 y 3, se presentó el contexto a nivel de vertimientos de material radiactivo en Colombia y un estudio de casos a nivel internacional respecto de la manera como se aborda esta temática. Para realizar el estudio de impacto radiológico en el Instituto Nacional de Cancerología se ha planteado la metodología esquematizada en las figuras 4.1, 4.6 y 4.11, en la que se propone realizar un análisis dentro de las instalaciones para evaluar el impacto radiológico según las características de la infraestructura física, el flujo de pacientes y el riesgo potencial según la dinámica de atención a los pacientes y del personal que trabaja en la institución. También, se hace el análisis del entorno de la institución y una evaluación del riesgo potencial debido a las descargas de material radiactivo. Tanto el impacto interno como el externo deben direccionar los procesos de descargas, porque es posible que por las características propias de la institución la dosis a las personas representativas y la actividad a verter puede permitir una descarga incondicional, sin embargo, esta baja actividad, puede aportar a la dosis de poblaciones críticas externas a la institución de manera significativa; o puede ocurrir que la institución esté ubicada en una zona de alta influencia por descargas de material radiactivo por parte de otras instituciones.

El estudio en el INC se realizó en el campo de estos posibles escenarios. A continuación se hace una breve explicación de cada uno de los pasos a seguir para evaluar tanto el impacto interno como el externo y su análisis para determinar el manejo y control de las descargas.

4.1.1. Método de Evaluación del Impacto radiológico en el INC

4.1.1.1. Análisis Interno

Figura 4.1: Metodología del estudio de impacto radiológico en el INC - Variables internas



Aquí, se hace un análisis de las características del servicio en cuanto a los procedimientos que se realizan, el número de pacientes que se atienden, el tiempo de permanencia de los pacientes en la institución y toda la dinámica del material radiactivo desde los puntos de liberación hasta el lugar donde la red sanitaria se conecta con la red pública externa.

Evaluación de la carga de trabajo La carga de trabajo se puede determinar mediante los registros que existen en el INC sobre el flujo de pacientes y numero de procedimientos y la actividad típica de cada procedimiento. Es claro que la actividad administrada en los diferentes procedimientos depende de la prescripción médica, sin embargo, en protección radiológica es conveniente usar los valores mas altos de actividad con el fin de ser conservadores a la hora estimar las dosis a las personas representativas. Para estimar la actividad vertida una vez se tenga la carga de trabajo se puede asumir un modelo biocinético que permita cuantificar el valor de la actividad excretado por el paciente de acuerdo a tiempo de permanencia en la institución, para el caso del INC los modelos implementados se presentan en la sección 4.1.1.5.

Análisis de la red sanitaria El Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. cuenta con una planta física muy extensa, de construcción muy antigua en donde se encuentran las habitaciones para Yodoterapia; y un edificio reciente en donde se encuentra la radiofarmacia, las gammacámaras y el PET; esto es relevante en el

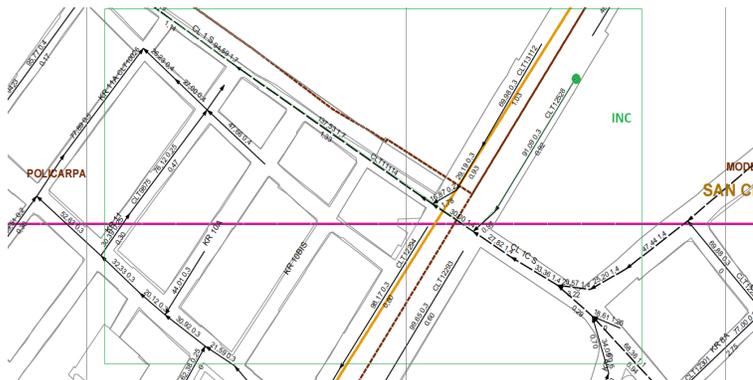
análisis de a red sanitaria para conocer los puntos de generación del vertido, la trayectoria de este vertido y los puntos importantes en donde existe el riesgo potencial de dosis a poblaciones críticas.

En el edificio «antiguo» del INC, en el que se encuentran las habitaciones de Yodoterapia, no se cuenta con planos hidrosanitarios y por esto se realizó un rastreo con anilina para identificar la dirección que toma el vertido desde el punto de generación y la cajilla interna del INC que conecta la red sanitaria interna con la red de alcantarillado público. La Figura 4.2 muestra las cajas internas del INC y se puede observar en la última fotografía de la Figura 4.2 la salida de las anilinas enviadas desde las habitaciones de Yodoterapia.

Es muy importante identificar los puntos de descarga al interior de la institución ya que la ruta de las descargas de material radiactivo para el análisis externo depende de esto . Ver Figura 4.3.

Figura 4.2: Cajas de descarga de aguas residuales del INC que conectan con la alcantarilla pública



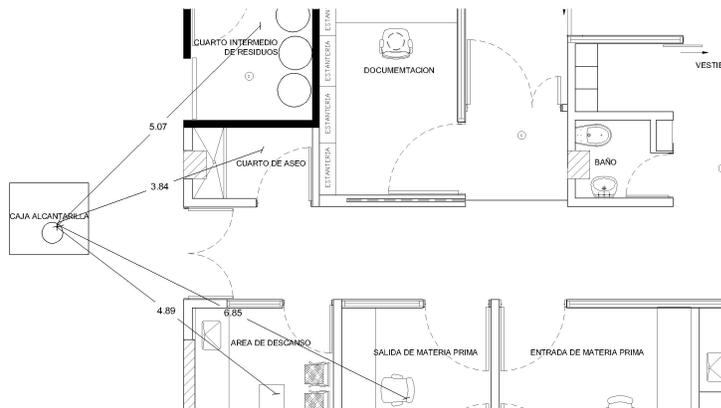
Figura 4.3: Mapa de la red de alcantarillado en el entorno del INC

La Figura 4.3 muestra la red de alcantarillado en el entorno del INC, el punto de color verde indica la ruta que toma el vertido radiactivo en la alcantarilla pública, es de anotar que si los residuales radiactivos salieran a través de alguna otra de las cajas, la ruta en la alcantarilla pública cambia y esto conlleva a unos análisis muy puntuales basados en la dinámica del material radiactivo.

Definición de los puntos fuente y puntos de control Esta parte de la metodología se basa en los procedimientos aplicados para los cálculos de blindaje en donde es necesario ubicar los sitios en donde se encuentran las fuentes, una vez identificada la ubicación de las fuentes se procede a definir unos puntos de control, de acuerdo a la zona en la que se encuentra el punto de control y su ocupación, se hace una restricción de dosis a partir de unos valores de referencia. Para el caso de los vertimientos de material radiactivo se puede aplicar el procedimiento de manera análoga, se determinan los puntos en donde se prevé una fuente, por ejemplo en la caja de descarga que se muestra en la Figura 4.5, lo que conduce a identificar puntos de control. En este caso son lugares de la radiofarmacia con un factor de ocupación alto o la misma alcantarilla cuando se realizan procesos de limpieza o mantenimiento. Todos estos elementos son tenidos en cuenta en el cálculo que permite evaluar el impacto radiológico en el INC.

Figura 4.4: Caja de descarga de material radiactivo - contigua a la radiofarmacia

Figura 4.5: Plano en donde se ubica el punto de descarga - distancias a puntos de control



Estudio de los modelos de cálculo y selección del modelo adecuado. En la sección 3.1.3 se presentaron los siguientes modelos:

- *Cálculo de dosis externa por actividad acumulada*
- *Dosis por retención de material radiactivo en sedimentos*
- *Irradiación por Inhalación de material radiactivo*
- *Dosis por inhalación de material resuspendido en lodos contaminados*
- *Dosis por descargas de material radiactivo en aguas superficiales*
- *Modelo realista basado en un modelo compartimental*

Para el caso del INC, estos modelos son adecuados para una evaluación del impacto radiológico por los vertimientos de material radiactivo generados. Si se requiere evaluar alguna situación particular de descargas de material radiactivo al medio ambiente en la que la vía de exposición sea por ejemplo la ingestión de peces, entre otras, en las referencias [6] y [4] se encuentran los modelos que pueden ser aplicados o adaptados para estos fines.

Cálculos de dosis El cálculos de dosis consiste en la aplicación del modelo adecuado a la situación presentada y su aplicación a partir de los requerimientos de estos modelos.

Aseguramiento de la calidad del proceso - señales A (medición directa) y B (medida indirecta - cálculos)

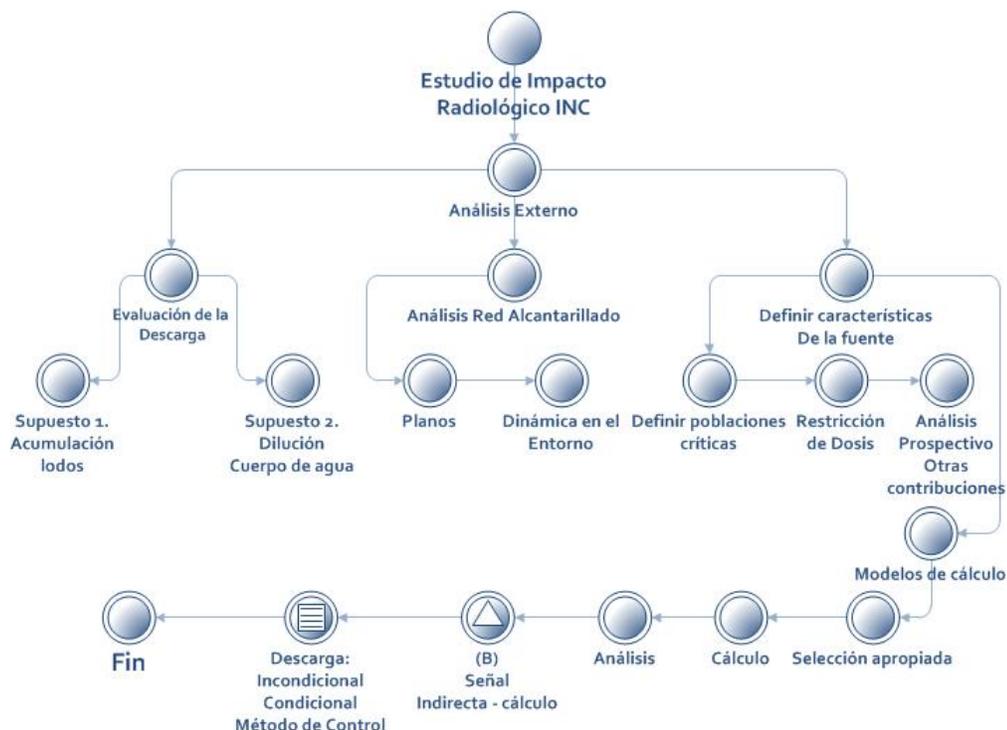
Es claro que las descargas de material radiactivo son un proceso dinámico y aunque los cálculos en la mayoría de los casos se basan en supuestos que permiten ser muy conservadores, es recomendable contar con equipos de medida directa que permitan tener un control permanente del riesgo generado por la actividad vertida. También, es necesario conocer los parámetros del modelo de cálculo adoptado para la medición del impacto radiológico y la incidencia de cada parámetro en el riesgo potencial de dosis, conducente a determinar las señales de control y disponer de estas.

Tipo de descarga

- Incondicional «Notas sobre el cuadro 2: El cuadro indica las tasas de emisión anuales por debajo de las cuales los desechos líquidos miscibles con agua pueden verterse incondicionalmente en aguas residuales normales por una tubería a una alcantarilla, un río u otra gran masa de agua. Como no sería necesariamente conveniente que todo el vertido se efectuara en un período muy breve, también se indican los límites mensuales y diarios, que son una décima y una centésima parte de los límites anuales, respectivamente» [1].
- Condicional «ARTÍCULO 43. Las liberaciones al medio ambiente, como forma de gestión de los desechos, de materiales con valores de actividad superiores a los establecidos en los niveles de dispensa (Apéndice I) sólo podrán realizarse con una autorización expresa otorgada de por la autoridad reguladora. En tal caso se deberá solicitar una autorización de descarga condicional de materiales radiactivos» [1].
- Controlada. Es una descarga planificada en la que se ha implementado un sistema de contención.

4.1.1.2. Análisis Externo

Figura 4.6: Metodología del estudio de impacto radiológico en el INC - Variables externas



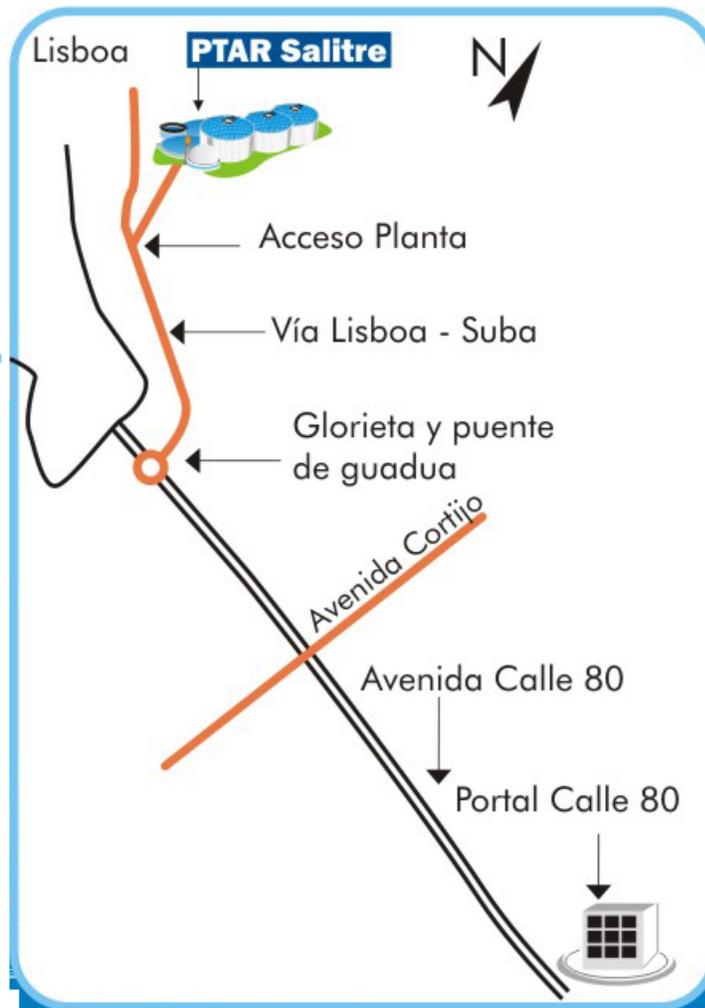
En esta parte de la metodología se hace un análisis del entorno inmediato y de la red de alcantarillado de Bogotá [13] para determinar cuál es la ruta que siguen los vertidos de material radiactivo que se generan en el INC. Las figuras 4.7, 4.8, 4.9 y 4.10, muestran el contexto del INC, en el que se observa que es una zona urbana, la tubería del alcantarillado se encuentra subterránea y las distancias de un punto fuente por acumulación o de los flujos para asumir un modelo de río o de aguas superficiales, superan los 10m.

Figura 4.9: Registro fotográfico del primer tramo de la ruta de los vertimientos de material radiactivo INC

La Figura 4.7 muestra la ubicación del INC dentro del barrio, se muestran distancias en metros del punto de entrega del vertimiento por parte del INC a algunos puntos del sector. La Figura 4.8 muestra la ruta que sigue el material radiactivo en la red de alcantarillado, se calcula que en el entorno próximo al INC no se reciben aguas contaminadas por material radiactivo, se estima que después de un tramo de 8 km pueden llegar otros vertidos de material radiactivo a la red y estos van hacia la planta del salitre que se muestra en la Figura 4.10. En la Figura 4.9 se observa la carrera 10 y las casa aledañas, no existen cultivos ni la posibilidad de contaminación por ingestión de peces, es posible la exposición por irradiación e inhalación en caso de mantenimientos por parte de trabajadores, lo que se calculará mas adelante en el presente documento.

Evaluación de la descarga

Figura 4.10: Planta de tratamiento el Salitre. Tomado de página Web EAAB.



- Puntos susceptibles de acumulación. Siguiendo la ruta del vertido en red de alcantarillado se pueden determinar los puntos susceptibles de acumulación y posible riesgo potencial por intervención en mantenimiento reparaciones. Estos puntos están constituidos por los sitios en los cuales existen cajas de inspección.
- Actividad diluida en el cuerpo de agua. La red de alcantarillado proporciona información respecto de distancia de tramos, pendientes y diámetros de tubería, lo que permite calcular mediante el modelo río o aguas superficiales el riesgo potencial a las poblaciones críticas observadas.

Análisis de la red de alcantarillado

- Planos. Mediante los planos de la red de alcantarillado de Bogotá se puede identificar la ruta del material radiactivo y sus características para identificar las poblaciones críticas y las posibles vías de exposición.
- Dinámica del vertimiento en el entorno. Teniendo en cuenta la ruta del vertido generado por la institución se puede prever la dinámica de este, es decir, se puede identificar si es altamente probable filtración en suelos, riesgo de contaminación en piel, entre otras.

Definición las características de la fuente

- Tipo de material. En el caso del INC se evaluará el impacto de las descargas de I-131 y Tc-99m.
- Poblaciones críticas y vías de exposición. Teniendo en cuenta el entorno se identifican las poblaciones susceptibles a exposición por las descargas y las vías de esta exposición.
- Restricción de dosis. La evaluación se realiza con base en el nivel de dispensa para vertimientos de material radiactivo de $10 \mu\text{Sv/a}$
- Prospectiva y contribuciones adicionales. Se hace un análisis de la carga de trabajo prevista y las posibles contribuciones por centros de medicina nuclear cercanos que contribuyen al nivel de descarga de material radiactivo.

Estudio de los modelos de cálculo y selección del modelo adecuado. En la sección 3.1.3 se presentaron los siguientes modelos:

- *Cálculo de dosis externa por actividad acumulada*
- *Dosis por retención de material radiactivo en sedimentos*
- *Irradiación por Inhalación de material radiactivo*
- *Dosis por inhalación de material resuspendido en lodos contaminados*
- *Dosis por descargas de material radiactivo en aguas superficiales*
- *Modelo realista basado en un modelo compartimental*

En este caso se deben evaluar las vías posibles de exposición y hacer la selección del modelo adecuado.

Cálculos de dosis. El cálculos de dosis consiste en la aplicación del modelo adecuado a la situación presentada y su aplicación a partir de los requerimientos de estos modelos.

Aseguramiento de la calidad del proceso - B (medida indirecta - cálculos). No es posible instalar instrumentos de lectura directa en el exterior de la institución y por tanto se debe desarrollar un modelo dinámico que permita generar las alertas en caso de cambio de alguna de las variables que conduzca a incrementar el riesgo potencial. Por ejemplo, ruptura de alguna tubería, entre otras.

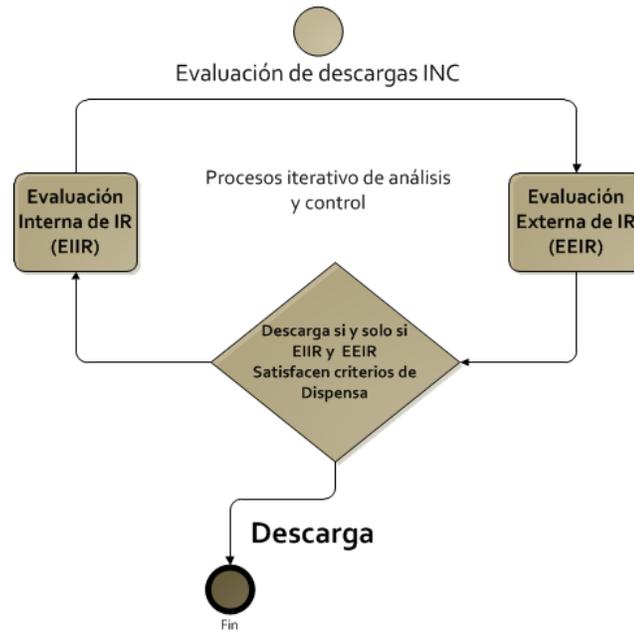
Tipo de descarga

- Incondicional «Notas sobre el cuadro 2: El cuadro indica las tasas de emisión anuales por debajo de las cuales los desechos líquidos miscibles con agua pueden verterse incondicionalmente en aguas residuales normales por una tubería a una alcantarilla, un río u otra gran masa de agua. Como no sería necesariamente conveniente que todo el vertido se efectuara en un período muy breve, también se indican los límites mensuales y diarios, que son una décima y una centésima parte de los límites anuales, respectivamente» [1].
- Condicional «ARTÍCULO 43. Las liberaciones al medio ambiente, como forma de gestión de los desechos, de materiales con valores de actividad superiores a los establecidos en los niveles de dispensa (Apéndice I) sólo podrán realizarse con una autorización expresa otorgada de por la autoridad reguladora. En tal caso se deberá solicitar una autorización de descarga condicional de materiales radiactivos» [1].
- Controlada. Es una descarga planificada en la que se ha implementado un sistema de contención.

4.1.1.3. Criterio general para descargas de material radiactivo en el INC.

La Figura 4.11 muestra las condiciones que se deben cumplir para que el INC realice las descargas de material radiactivo. La evaluación interna del impacto radiológico (EIIR) puede arrojar resultados aceptables en cuanto a que internamente el riesgo potencial a personal ocupacional y público no supera los niveles de dispensa, sin embargo, en el análisis externo (EEIR) existe un riesgo potencial de dosis a poblaciones críticas que supere el nivel de dispensa. Por tanto las descargas deben estar condicionadas a que tanto el impacto interno como externo muestren un riesgo potencial aceptable.

Figura 4.11: Definición de condiciones para descargas en el INC



4.1.1.4. Evaluación del Impacto Radiológico en el INC

Carga de trabajo en el INC

Para el I-131

Para evaluar la carga de trabajo se revisaron los registros del INC sobre los procedimientos con I-131, también se cuenta con la información de la licencia de manejo de material radiactivo de la institución, lo que permite inferir los niveles de descarga. La Figura 4.12 muestra uno de los registros del INC para el control de hospitalización en terapia de I-131 y la Figura 4.13 presenta una sección de la licencia de manejo en la que se puede ver la actividad máxima de I-131 que se puede manejar en el INC. Para determinar la carga de I-131, se revisaron los registros de un año de operación y para ser conservadores se tomó el valor mas alto mensual para calcular la carga anual. Ver Figuras 4.14, 4.15, 4.2 y 4.3.

Figura 4.12: Imagen de registros de hospitalización terapia de I-131

INSTITUTO NACIONAL DE CANCEROLOGÍA ESE										CÓDIGO:		AOE-P04-F-05			
ATENCIÓN ONCOLÓGICA ESPECÍFICA										VERSIÓN:		2			
PROGRAMACIÓN DE HOSPITALIZACIÓN DE TERAPIA										VIGENCIA:		21-08-2012			
												Página 1 de 1			
FECHA DE TERAPIA	H.C. No.	PACIENTE	DOSIS MCI	OBSERVACIONES	EDAD	IDENTIFICACIÓN	TELÉFONO	EPS	REVISIÓN LABORATORIOS	LABORATORIOS			FECHA HOSPITALIZACIÓN	MÉDICO	RE
										TSH	TG	ATG			
may-02	176094		100		23			CAPITAL SALUD	19/04/13	194.8	4.36	11.5	may-02		
may-02	137979		100		61			ENCOSALUD	19/04/13	>100	12.02	10.4	may-13		
may-02	178100		100		48			CAFAM(SUB)	19/04/13	50.64	26.36	10.5			
may-06	175071		100		48			NUEVA EPS	19/03/13	78.43	<0.1	<10	may-06		
may-06	174887		30		58			NEPS	19/04/13	79.55	12.32	12.6			
may-06	170858		100		40			FAMISANAR	24/04/13	27.62	45.53	13			
may-06	178661		100		64			ECOPSOS	23/04/13	30.29	8.26	266.2			
may-09	173973		100		54			COLOMBIANA DE SALUD	19/04/13	38.9	0.1	30	may-09		
may-09	178395		100		52			NEPS	25/04/13	75.33	4.52				
may-09	175593		100		61			CAPITAL SALUD	19/04/13	46.92	0.7	13.8	may-09		
may-14	177860		100		53			CAPRECOM	26/04/13	179.9	9.62	<10	may-14		
may-14	178793		100		22			NEPS	26/04/13	219	<0.1	37.5	may-14		

Figura 4.13: Sección de la licencia de manejo del INC



LICENCIA DE MANEJO DE MATERIAL RADIOACTIVO

Instituto Nacional de Cancerología - Medicina Nuclear Dirección: Avenida 1 No 9-85 Tel: 3340978 / 3341111/ Fax: 3340848 / 3341844 Ciudad: Bogotá - Bogotá D.C. NIT: 899999092-7		NÚMERO: 4810 VIGENCIA 31 de Octubre de 2013 al 30 de Octubre de 2015 	
Material radiactivo	Actividad Máxima	Tiempo de Consumo	Estado Físico
C-11	1000 (mCi)	Diario	Líquido
F-18	750 (mCi)	Semanal	Líquido
Ga-67	120 (mCi)	Anual	Líquido
Ga-68	100 (mCi)	Anual	Líquido
I-131	100 (mCi)	Semanal	Líquido
I-131	1200 (mCi)	Semanal	Cápsula
In-111	50 (mCi)	Mensual	Líquido
Lu-177	800 (mCi)	Mensual	Líquido
N-13	500 (mCi)	Diario	Líquido

Handwritten signature and date: 3-10-14

Figura 4.14: Carga de trabajo anual de I-131 en el INC para tratamiento de cáncer

Carga de trabajo anual de I-131 en el INC - Terapia cancer		
No.	Mes	Actividad Mensual (mCi)
1	jul-12	3450
2	ago-12	1280
3	sep-12	2660
4	oct-12	2400
5	nov-12	3610
6	dic-12	2330
7	ene-13	3390
8	feb-13	3250
9	mar-13	2360
10	abr-13	3210
11	may-13	3060
12	jun-13	3470
Total Real año		34470
Sobrestimado		43320

Figura 4.15: Carga de trabajo anual de I-131 en el INC para tratamiento de Hipertiroidismo

Carga de trabajo anual de I-131 en el INC - Hipertiroidismo		
No.	Mes	Actividad Mensual
1	jul-12	105
2	ago-12	45
3	sep-12	105
4	oct-12	100
5	nov-12	55
6	dic-12	60
7	ene-13	0
8	feb-13	90
9	mar-13	130
10	abr-13	77
11	may-13	100
12	jun-13	70
Total Real año		937
Sobrestimado		1560

Teniendo en cuenta la información del Cuadro 4.1 podremos realizar la estimación de la actividad vertida anualmente (Ver Cuadro 4.15) considerando los periodos de estancia de los pacientes y aplicando el porcentaje de actividad descargada al tiempo de estancia respectivo. Se ha considerado que un paciente de carcinoma

de tiroides tendrá un tiempo de estancia de 24 h y los pacientes de hipertiroidismo 1 h.

Cuadro 4.1: Cuadro de actividades proyectadas de I-131 en el INC.

Tipo de tratamiento	No. de pacientes / mes	Actividad total (mCi)	Forma
Terapias de cáncer mCi	36	3600	Cápsula
Terapias de hipertiroidismo de 20 mCi	8	160	Cápsula
Total		3760	

En la Sección 4.1.1.5 se presentan dos modelos que permiten calcular la actividad de I-131 vertida, para el caso del Tc-99m como se explica a continuación se hace una estimación conservadora correspondiente a una emisión del 30% de la actividad administrada al paciente durante su estancia en la institución. Es una estimación adecuada ya que son múltiples los procedimientos con Tc-99m y un cálculo realista resulta operativamente complejo por la cantidad de modelos biocinéticos necesarios.

Para Tc-99m

Carga de trabajo y estimación de actividad vertida para Tc-99m. En el caso del Tc-99m se presentan en los Cuadros 4.2 y 4.3 los procedimientos típicos que se realizan en el INC y las actividades empleadas en estos procedimientos. Estos dos ejemplos muestran de donde proceden los valores de actividad vertida que se utilizarán para el cálculo en el modelo seleccionado. En este caso, al hacer la sumatoria de la actividad diaria a partir de los registros, se observó que ésta oscila entre 400 mCi y 600 mCi. Para realizar un cálculo que permita ser conservadores se tomarán como carga de trabajo 600 mCi/día. Se parte del supuesto de una hora mínimo de permanencia del paciente en la institución y que durante este tiempo ocurrirá una excreción del 30% del material incorporado, estos resultados se muestran en los Cuadros 4.2 y 4.3 y servirá de insumo para los cálculos. Si se quiere hacer un cálculo mas real que el conservador, se puede adoptar un modelo biocinético para cada procedimiento y estimar la eliminación de material 1 hora después de la administración.

Cuadro 4.2: Procedimientos con Tc-99m un día normal en el INC

Procedimientos con Tc-99m un día típico en el INC					
No	PROCEDIMIENTO	ID PACIENTE	PESO(kg)	DOSIS (mCi)	
1	VENTRICULO	167617	53	20	
2	VENTRICULO	177068	68	20	
3	VENTRICULO	175567	64	20	
4	P.MIOCARDICA	180390	70	18	
5	P.MIOCARDICA	179645	48	17	
6	P.MIOCARDICA	180889	79	20	
7	P.MIOCARDICA	180516	76	19	
8	OSEA	29656	76	23	
9	OSEA	156425	70	20	
10	OSEA	181932	55	19	
11	OSEA	129971	62	24	
12	OSEA	36546	70	20	
13	OSEA	182316	65	20	
14	OSEA	107713	57	20	
15	OSEA	170848	57	20	
16	OSEA	148788	71	24	
17	OSEA	160962	64	22	
18	OSEA	177882	57	21	
19	OSEA	175340	72	25	
20	OSEA	127552	53	20	
21	OSEA	104107	62	23	
23	RENOGRAMA-DMSA	178622	62	7	
			Total	442	
			30%	Día	132.6
				Sem	663
				Mes	2983.5
				Año	35802

Cuadro 4.3: Procedimientos con Tc-99m otro día normal en el INC

Procedimientos con Tc-99m un día típico en el INC					
No	PROCEDIMIENTO	ID PACIENTE	PESO	DOSIS	
1	VENTRICULO	176123	60	22	
2	VENTRICULO	176132	60	22	
3	VENTRICULO	182621	71	36	
4	P.MIOCARDICA (REPOSO)	180390	70	18	
5	P.MIOCARDICA (REPOSO)	179645	48	13	
6	P.MIOCARDICA (REPOSO)	180899	79	22	
7	P.MIOCARDICA (REPOSO)	180516	76	19	
8	OSEA	120664	70	24	
9	OSEA	129998	70	24	
10	OSEA	158875	60	22	
11	OSEA	178072	80	27	
12	OSEA	157684	60	20	
13	OSEA	180753	60	28	
14	OSEA	175576	72	28	
15	OSEA	N/T	54	24	
16	OSEA	180629	70	18	
17	OSEA	162457	75	25	
18	OSEA	134115	54	27	
19	OSEA	147585	57	20	
20	OSEA	168948	62	19	
21	OSEA	177081	62	20	
22	OSEA	180221	80	27	
23	RENOGRAMA-DMS	181361	70	6	
24	SENO	180740	80	1.5	
25	OSEA	182744 O GAICA	62	20	
26	FEVI/PEVI	182340 O 319	64	23	
			Total	554	
			30%	Día	166.2
				Sem	831
				Mes	3739.5
				Año	44874

4.1.1.5. Modelos biocinéticos para estimar la actividad descargada

Modelo presentado en la Regulatory Guide 8.39 -U.S. Nuclear Regulatory Commission aplicado al I-131 Éste modelo biocinético que presenta la Guía Regulatoria No. 8.39 de la Comisión Regulatoria Nacional de los Estados Unidos de América [14], se ajusta adecuadamente a la situación en el INC. En esta guía se supone que el comportamiento del yodo puede ser modelado usando dos componentes: yodo extratiroidal (es decir, el existente fuera de la tiroides) y el yodo tiroidal que es captado por la tiroides. Los tiempos efectivos para la fracción extratiroidal F_1 y la fracción intratiroidal F_2 pueden ser calculados por medio de las siguientes ecuaciones.

$$T_{ef1} = \frac{T_{b1} \cdot T_f}{T_{b1} + T_f} \quad (4.1)$$

$$T_{ef2} = \frac{T_{b2} \cdot T_f}{T_{b2} + T_f} \quad (4.2)$$

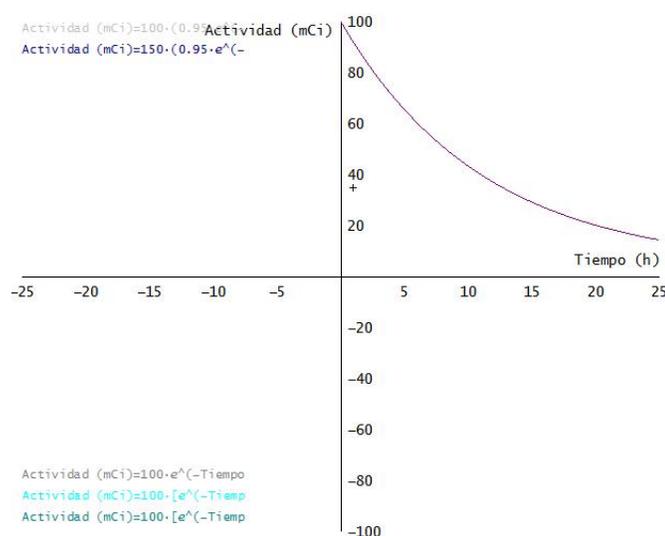
donde T_{b1} es el tiempo biológico para la componente de yodo extratiroidal, T_{b2} es el tiempo biológico para la componente de yodo intratiroidal y T_f es el tiempo de semidesintegración del yodo-131. descargaras

La forma de describir la variación de la actividad en función del tiempo se muestra en el ecuación 4.3.

$$A(t) = A_0 \left[F_1 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) + F_2 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef2}}\right) \right] \quad (4.3)$$

donde A_0 es la actividad inicial y t_s es el tiempo en el cual se le puede dar de alta al paciente bajo la condición de que el paciente tenga una actividad retenida de 33 mCi. En la Figura se muestra la variación de la actividad en función del tiempo usando la ecuación 4.3.

Figura 4.16: Variación de la actividad en función del tiempo



Cuadro 4.4: Factores de captación F_1 y F_2 y tiempos de vida medio efectivo dependiendo de la condición clínica del paciente

Condición médica	Componente extratiroidal		Componente tiroidea	
	Fracción de captación F_1	Tiempo de vida medio efectivo	Fracción de captación F_2	Tiempo de vida medio efectivo
Hipertiroidismo	0.2	0.32	0.80	5.2
Cancer de tiroides	0.95	0.32	0.05	7.3

La tasa de dosis se relaciona con la actividad por medio de la relación

$$\dot{D} = \frac{\Gamma \cdot A}{d^2} \quad (4.4)$$

donde $\Gamma = 0.0575 \frac{\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2}{\text{MBq}\cdot\text{h}}$ es la constante de tasa de dosis para I-131[14]. Con el fin de ser prácticos y con base en el modelo biocinético presentado, la variación de la actividad en función del tiempo durante la estancia del paciente en el cuarto de yodoterapia se puede ver en una etapa de dos fases: una etapa de

eliminación “rápida” y una etapa de eliminación “lenta”, que puede ser descrita por medio de la ecuación 4.3. Donde A_0 es la actividad inicial expresada en Bq.

Para calcular la dosis se debe integrar la ecuación 4.3 cuyo resultado se muestra en la ecuación 4.5.

$$\begin{aligned}
 D &= \frac{\Gamma}{d^2} \int_0^t A(t) dt \\
 &= \frac{\Gamma}{d^2} A_0 R_t
 \end{aligned}
 \tag{4.5}$$

donde

$$R_t = \left\{ \frac{T_{ef1}}{\ln 2} \cdot F_1 \left[1 - \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) \right] + \frac{T_{ef2}}{\ln 2} \cdot F_2 \left[1 - \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef2}}\right) \right] \right\}
 \tag{4.6}$$

Para conocer la actividad que se vierte a la red de alcantarillado usando el modelo de la REGULATORY GUIDE 8.39, se usan las siguientes expresiones:

$$A_1(t) = A_0 \left[\exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) \right]
 \tag{4.7}$$

$A_1(t)$ es el decaimiento físico en el tiempo de la actividad incorporada

$$A_2(t) = A_0 \left[F_1 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) + F_2 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef2}}\right) \right]
 \tag{4.8}$$

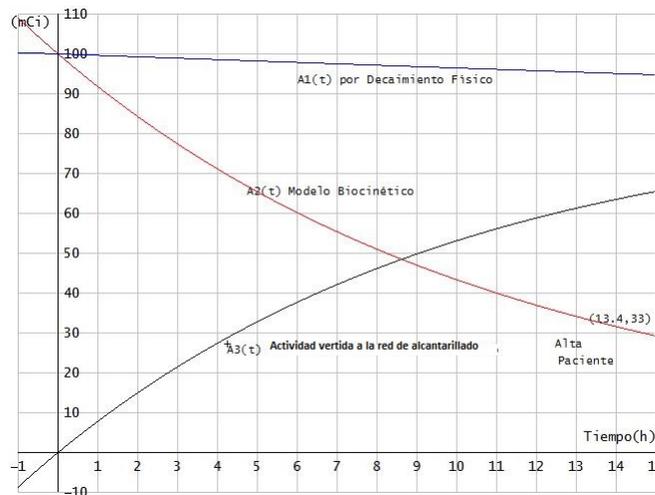
$A_2(t)$ es la actividad remanente en el paciente en función del tiempo

$$A_3(t) = A_0 \left[\exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) \right] - A_0 \left[F_1 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) + F_2 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef2}}\right) \right]
 \tag{4.9}$$

$A_3(t)$ es la actividad eliminada por el paciente en función del tiempo

Estas ecuaciones permiten obtener el siguiente gráfico que muestra la dinámica de la actividad en el paciente, el decaimiento físico de la actividad administrada y la actividad excretada en el tiempo. **Este modelo es muy importante para cuantificar la actividad vertida que es un elemento clave de este estudio.**

Figura 4.17: Dinámica de vertido de material radiactivo - modelo basado en la Guide Regulatory 8.39



A continuación se presenta un estudio que permite cuantificar la actividad vertida en función del tiempo.

Estimación de actividad que se libera al sistema de alcantarillado a apartir de la referencia [15] Asumiendo el modelo de excreción presentado por Driver en [15], donde se reporta la descarga de actividad de 174 pacientes bajo tratamiento de carcinoma de tiroides con I-131¹, se tienen en cuenta los porcentajes de actividad descargada en el modelo más conservativo, que es aquel en el que los pacientes cuentan con subsecuentes terapias cuyos porcentajes de descargas se presentan en el Cuadro 4.5.

Cuadro 4.5: Porcentaje de actividad descargada por periodo de 24 horas

Periodo (horas)	(%) de Actividad excretada
24	55.7
48	78.2
72	84.3
96	86.6
Total	86.6

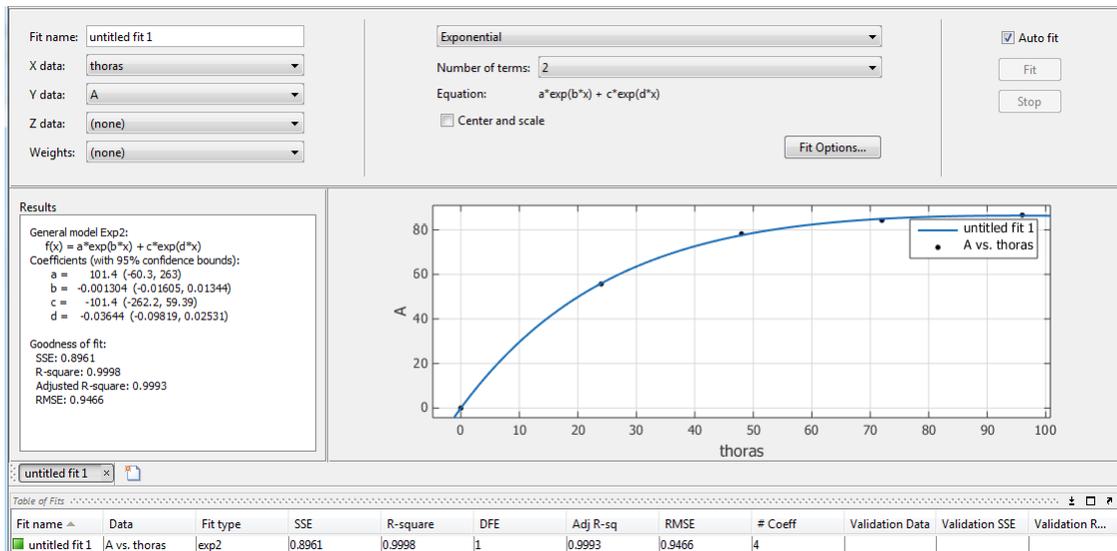
Al ajustar la curva del porcentaje de actividad excretada en función del tiempo y ajustarla a una función del tipo

$$A_{exc} = ae^{bt} + ce^{dt} \tag{4.10}$$

Se obtienen las siguientes constantes de ajuste $a = 1.014$, $b = -0.001304$, $c = -101.4$ y $d = -0.03644$.

Figura 4.18: Ajuste a partir de los datos de la referencia

[15]



A partir de este modelo es claro que los valores de actividad de descarga exceden a los límites de vertimientos de la Resolución 180005 de 2010 [1].

Teniendo en cuenta el Cuadro ?? se considerará un nivel de descarga anual de

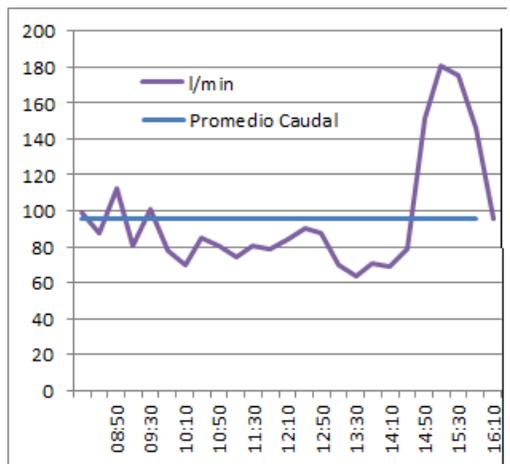
¹Para el caso, para ser conservativos se tendrá en cuenta el mismo modelo para pacientes de hipertiroidismo

Caudales y análisis de aguas en el INC Los parámetros que se evaluaron en campo fueron: pH, temperatura y sólidos Sedimentables con equipo previamente calibrado, los equipos utilizados para las mediciones In Situ son: PH se determina con un potenciómetro de hidrogeno o PH metro, este mismo determina también la temperatura; para los sólidos Sedimentables se miden con un Cono Imhoff; y para la determinación de Caudal, se usa un balde aforado, una probeta y un cronometro [16].

Figura 4.19: Caudales en cajilla de interés

Muestra	Hora de aforo	Volumen de aforo ml	Caudal L/s
1	08:30	1000	1,652
2	08:50	1000	1,456
3	09:10	1000	1,880
4	09:30	1000	1,345
5	09:50	1000	1,68
6	10:10	1000	1,302
7	10:30	1000	1,158
8	10:50	1000	1,421
9	11:10	1000	1,346
10	11:30	1000	1,234
11	11:50	1000	1,343
12	12:10	1000	1,317
13	12:30	1000	1,395
14	12:50	1000	1,507
15	13:10	1000	1,465
16	13:30	1000	1,158
17	13:50	1000	1,067
18	14:10	1000	1,185
19	14:30	1000	1,147
20	14:50	1000	1,310
21	15:10	1000	2,521
22	15:30	1000	3,015
23	15:50	1000	2,926
24	16:10	1000	2,439
Promedio		1000	1,595

Figura 4.20: Dinámica del flujo de vertido en la caja



Resultados del análisis de aguas en la cajilla de interés. El siguiente análisis se realizó tomando como referencia la Resolución 3957 de 2009 expedida por la Secretaría Distrital de Ambiente, la cual rige al Distrito.

DBO₅ Este parámetro que es uno de los más importantes en un análisis de agua residual obtuvo un valor de 293, el cual nos indica que el agua se encuentra con una buena demanda de oxígeno, por lo que no representa ningún problema ante la autoridad ambiental, ya que el límite de D.B.O está en 800 según la Resolución.

DQO Este parámetro tuvo un resultado de 458, el cual también se encuentra dentro del límite, que es de 1500 exigido por la resolución 3957 de 2009.

S.A.A.M (Tensoactivos). Este parámetro que determina la cantidad de Tensoactivos que se encuentran en el agua, comparado con la norma de la SDA (Resolución 3957 de 2009), y cuyo límite es de 10, Cumple con lo establecido en la norma, ya que el resultado fue de 2.14

Totales de Sólidos suspendidos. El valor de este parámetro fue de 48, el cual se encuentra dentro del rango de la norma que esta en 600. Se evidencia que el agua residual generada por la institución no posee una carga alta de sólidos en su trayecto.

Estos parámetros son muy importantes para aplicar modelos realistas para el cálculo del impacto radiológico.

Cálculo de la carga contaminante. Para proceder al cálculo de la carga, *L*, de un contaminante determinado en un vertimiento se utiliza la siguiente ecuación: La carga contaminante diaria (*Cc*), es el resultado de multiplicar el caudal promedio por la concentración de la sustancia contaminante, por el factor de conversión de unidades y por el tiempo diario del usuario medido en horas, como se muestra a continuación:

$$C_c = Q * C * 0.0864 * \left(\frac{t}{24}\right) \tag{4.11}$$

Cc es la carga contaminante en unidades de *kg/d* (kilogramos por día)

Q caudal medio en unidades de *L/d* (litros por día)

C concentración de la sustancia contaminante en unidades de *mg/L* (miligramos por litro)

0.0864 factor de conversión de unidades

t tiempo de medición del vertimiento en unidades de *h* (horas por día)

Figura 4.21: Carga contaminante en el punto de interés

[16]

PARAMETRO	CONCENTRACION CONTAMINANTE	FACTOR DE CONVERSION	JORNADA MUESTREO	Q	TOTAL
SOLIDOS SUSPENDIDOS TOTALES	48	0,0864	8	1,595	2,204
DBO	293	0,0864	8	1,595	13,45
DQO	458	0,0864	8	1,595	21,03
TENSOACTIVOS	2,14	0,0864	8	1,595	0,098
GRASAS Y ACEITES	6,53	0,0864	8	1,595	0,299
FENOLES TOTALES	0,042	0,0864	8	1,595	0,002

Muestreo para determinar actividad presente en cuerpos de agua residual Al igual que los caudales, la toma de muestras debe presentar un comportamiento similar debido a que la medición no es continua; se pueden presentar que en el momento de la toma de la muestra el volumen de agua no contenga actividad, que la concentración de actividad sea muy baja o muy alta; o que en los espacios de tiempo en los que no se toman muestras las descargas de material radiactivo sean importantes para el examinador. Estos aspectos sugieren que en los estudios de impacto radiológico se usen medidores de caudal que permitan una lectura continua y medidores de actividad de alta sensibilidad que permitan también lectura continua para definir unos modelos teóricos que describan la dinámica de los vertidos en cada institución.

Método de Muestreo. El procedimiento para la toma de muestras se realizó en jornadas de 8 horas, con periodicidad de 15 min cada muestra, se usaron recipientes de vidrio tapa rosca de 5 mL, el criterio de selección de los recipientes se basó en sus dimensiones para poder llevar las muestras al pozo Capintec, Modelo Captus 3000. Se utilizaron gradillas para la ubicación de las muestras marcadas para plena identificación. Los materiales utilizados para la toma de muestras fueron: balde, cronómetro, tubos de vidrio tapa rosca 5 mL, gradillas, cuerda y pozo marca Capintec, modelo Captus 3000.

Figura 4.22: Toma de Muestras



Determinación de la Actividad Mínima detectable en el equipo de medición Una muestra de material radiactivo es susceptible de ser detectada cuando produce una tasa de conteo que puede ser diferenciada del fondo, con un nivel de confianza superior o igual al 95 %. Cuando una muestra tiene una actividad igual a la actividad mínima detectable se puede decir que en la muestra no hay presencia de material radiactivo. Por esto, antes de medir las muestras se halló la MDA para determinados tiempos de conteo del equipo, para garantizar el nivel de confianza en la medición de las muestras [17].

Las Figuras 4.23, 4.6, 4.7 y 4.8 muestran los datos tomados para este procedimiento.

Figura 4.23: La MDA por el equipo en 60s

```
MDA Test for I 131 in well
12/19/2013 11:23
Counts = 71
Live Time = 60,0sec
Minimum Detectable Activity: 783,8dpm
```

Cuadro 4.6: Medición de fondo

Medición de fondo					
ID Muestra	Fecha medida	Hora Medida	Tiempo vivo	ROI 1 (364 keV Canal 169 a 202)	Fracción N/t
Fondo Med 1			130.1	202	1.552651806
Fondo Med 2	12/06/2013	15:29	121.1	156	1.288191577
Fondo Med 3	12/06/2013	15:32	123.5	181	1.465587045
Fondo Med 4	12/06/2013	15:34	131.3	171	1.302361005
				Promedio (N/t)	1.402197858
Fondo Med 1	17/06/2013	15:50	120.8	156	1.291390728
Fondo Med 2	17/06/2013	15:52	90.32	116	1.284322409
Fondo Med 3	17/06/2013	15:53	60.2	72	1.196013289
Fondo Med 4	17/06/2013	15:55	60.7	74	1.219110379
				Promedio (N/t)	1.247709201

Cuadro 4.7: Parámetros del Pozo**Parámetros**

	Fecha	Valor
Eficiencia I-131 (364 keV)	12/06/2013	0.0679
Eficiencia I-131 (364 keV)	17/06/2013	0.1382

Cuadro 4.8: AMD - Actividad Mínima Detectable**AMD - Actividad Mínima Detectable**

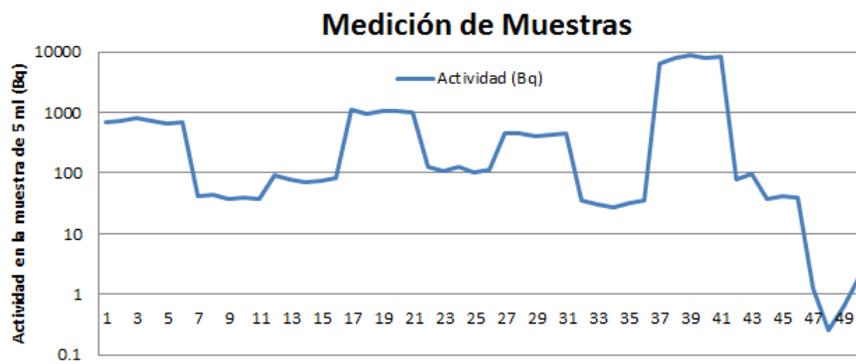
Fecha	Eficiencia	Cuentas	Tiempo vivo	Medida (dpm)	A medida(Bq)	A calculada (Bq)
17/06/2013	0.1382	358	300	131.2	2.186666667	2.187460899
17/06/2013	0.1382	63	60	286.6	4.776666667	4.777886009

Resultados de las mediciones. La Figura 4.9 muestra los resultados de las mediciones de actividad presente en las muestras, es importante anotar que las muestras tenían un contenido de agua de 5 mL y en algunos casos se excedían las tasas de vertido del cuadro 2 de la resolución 180005 [1], sin embargo, estas mediciones solo permiten confirmar que es necesario aplicar modelos realistas, puesto en el caso de I-131 aplicar los coeficientes que proporciona el documento de la referencia [6] no es adecuado, es mejor el resultado si se aplica el modelo realista presentado en el documento de la referencia [4] puesto que permite cuantificar la actividad acumulada en lodos y la acumulada en los cuerpos de agua para el cálculo de dosis a personas representativas.

Cuadro 4.9: Resultados de la medición de las muestras

ID Muestra	Fecha medida en pozo	Hora medida en pozo	Tiempo vivo	ROI 1 (364 keV Canal 169 a 202)	Actividad (Bq)	Actividad (uCi)
12061309001	12/06/2013	14:30	333.3	16334	701.100189	0.018948635
12061309001	12/06/2013	15:50	62.18	3148	724.9633794	0.019593585
12061309002	12/06/2013	15:53	61.38	3407	796.8259476	0.021535815
12061309003	12/06/2013	15:57	61.49	3126	728.0609234	0.019677303
12061309004	12/06/2013	15:59	61.24	2777	647.1867616	0.017491517
12061309005	12/06/2013	16:01	61.46	2937	683.1366833	0.018463135
12061309301	12/06/2013	16:04	120.95	512	41.69302412	0.001126837
12061309302	12/06/2013	16:07	120.86	527	43.56729239	0.001177493
12061309303	12/06/2013	16:10	129.03	500	36.41929242	0.000984304
12061309304	12/06/2013	16:13	120.9	492	39.28248969	0.001061688
12061309305	12/06/2013	16:15	120.8	479	37.747186	0.001020193
12061310001	12/06/2013	16:17	61.1	471	92.87888728	0.002510238
12061310002	12/06/2013	16:19	61.1	415	79.38065048	0.002145421
12061310003	12/06/2013	16:21	78.9	498	72.30617399	0.001954219
12061310004	12/06/2013	16:23	72.29	463	73.67541609	0.001991225
12061310005	12/06/2013	16:25	61.1	430	82.99624962	0.00224314
12061310301	12/06/2013	16:30	61.06	4620	1093.683125	0.029558974
12061310302	12/06/2013	16:28	61.1	4036	952.1862831	0.025734739
12061310303	12/06/2013	16:31	61.1	4427	1046.432901	0.028281942
12061310304	12/06/2013	16:33	61.12	4447	1050.902945	0.028402754
12061310305	12/06/2013	16:34	60.06	4256	1022.978984	0.027648053
12061311001	12/06/2013	16:35	60.06	596	125.4964958	0.003391794
12061311002	12/06/2013	16:37	60.7	532	108.4273534	0.002930466
12061311003	12/06/2013	16:38	60.3	591	123.6936254	0.003343068
12061311004	12/06/2013	16:40	60.52	500	101.0240619	0.002730377
12061311005	12/06/2013	16:42	60.37	560	115.9636623	0.00313415
12061311301	12/06/2013	16:43	60.48	1941	452.0037719	0.012216306
12061311302	12/06/2013	16:44	64.9	2041	442.5063957	0.01195962
12061311303	12/06/2013	16:45	61.12	1760	403.4405546	0.010903788
12061311304	12/06/2013	16:46	60.5	1855	430.9125061	0.011646272
12061311305	12/06/2013	16:47	60.94	1994	461.2446397	0.012466059
12061312001	12/06/2013	16:48	61.08	234	35.77088953	0.00096678
12061312002	12/06/2013	16:50	60.54	206	29.46260817	0.000796286
12061312003	12/06/2013	16:51	61.03	199	27.37103984	0.000739757
12061312004	12/06/2013	16:52	64.05	230	32.23485591	0.000871211
12061312005	12/06/2013	16:53	60.99	229	34.6467751	0.000936398
12061312301	12/06/2013	16:55	60.53	26147	6341.169683	0.171382793
12061312302	12/06/2013	16:56	60.14	31622	7723.184886	0.208734518
12061312303	12/06/2013	16:58	60.75	35790	8655.870466	0.233942211
12061312304	12/06/2013	16:59	60.13	32783	8008.834526	0.216454771
12061312305	12/06/2013	17:00	60.06	34854	8526.03067	0.230433031
12061313001	12/06/2013	17:01	61.14	410	78.11079498	0.0021111
12061313002	12/06/2013	17:03	61.15	496	98.80712966	0.00267046
12061313003	12/06/2013	17:04	60.86	241	37.66877949	0.001018074
12061313004	12/06/2013	17:05	60.01	251	40.94901869	0.001106729
12061313005	12/06/2013	17:06	60.98	253	40.45218587	0.001093301
17061309001	17/06/2013	16:00	300.75	427	1.245113403	3.36517E-05
17061309002	17/06/2013	16:05	300.28	385	0.249113394	6.73279E-06
17061309003	17/06/2013	16:37	303.18	405	0.637705453	1.72353E-05
17061309301	17/06/2013	16:44	60.9	92	1.902778823	5.14264E-05

Figura 4.24: Medición de muestras



Capítulo 5

Resultados y Conclusiones

5.1. Aplicación de los modelos de cálculo para hallar el impacto radiológico en el INC

5.1.1. Resultados

- Se especifica la cantidad de actividad proyectada a manejar dentro de los tratamientos que requieran I-131.

En el Cuadro 5.1 se presentan las actividades proyectadas según los registros del INC, en este caso se ha tomado el valor máximo de actividad de Tc-99m, de los procedimientos diarios y se ha calculado el 30%. Para el caso del I-131 se toma de los registros el valor máximo de actividad del total de los procedimientos de un mes y a partir de este valor se calcula la actividad anual. Para el caso del I-131 se asume una descarga del total de la actividad administrada.

Cuadro 5.1: Actividades proyectadas a partir del valor máximo del flujo real de pacientes

Tc-99m	45000 mCi/a
I-131 Cáncer	44000 mCi/a
I-131 Hipertiroidismo	1600mCi/a

Aplicando la ecuación:

$$A_3(t) = A_0 \left[\exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) \right] - A_0 \left[F_1 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef1}}\right) + F_2 \exp\left(-\frac{\ln 2 \cdot t}{T_{ef2}}\right) \right]$$

se obtienen los valores del Cuadro 5.2, en el que el Tc-99m vertido es el 30% de la actividad administrada a partir de un valor sobrestimado, bajo el supuesto de que el flujo de pacientes cada día del año es igual al valor de actividad máximo registrado en un día del año. Para el I-131 de ha aplicado el modelo de cálculo de la Regulatory Guide 8.39.

Cuadro 5.3: Actividades calculadas a partir del modelo presentado por: I. DRIVER and S. PACKER

Según: I. DRIVER and S. PACKER	
Tc-99m	45000 mCi/a
I-131 Cáncer	24508 mCi/a
I-131 Hipertiroidismo	54 mCi/a

Cuadro 5.2: Actividades calculadas a partir del modelo - Regulatory Guide 8.39

Según Regulatory Guide - 8.39	
Tc-99m	45000 mCi/a
I-131 Cáncer	33504 mCi/a
I-131 Hipertiroidismo	28.8 mCi/a

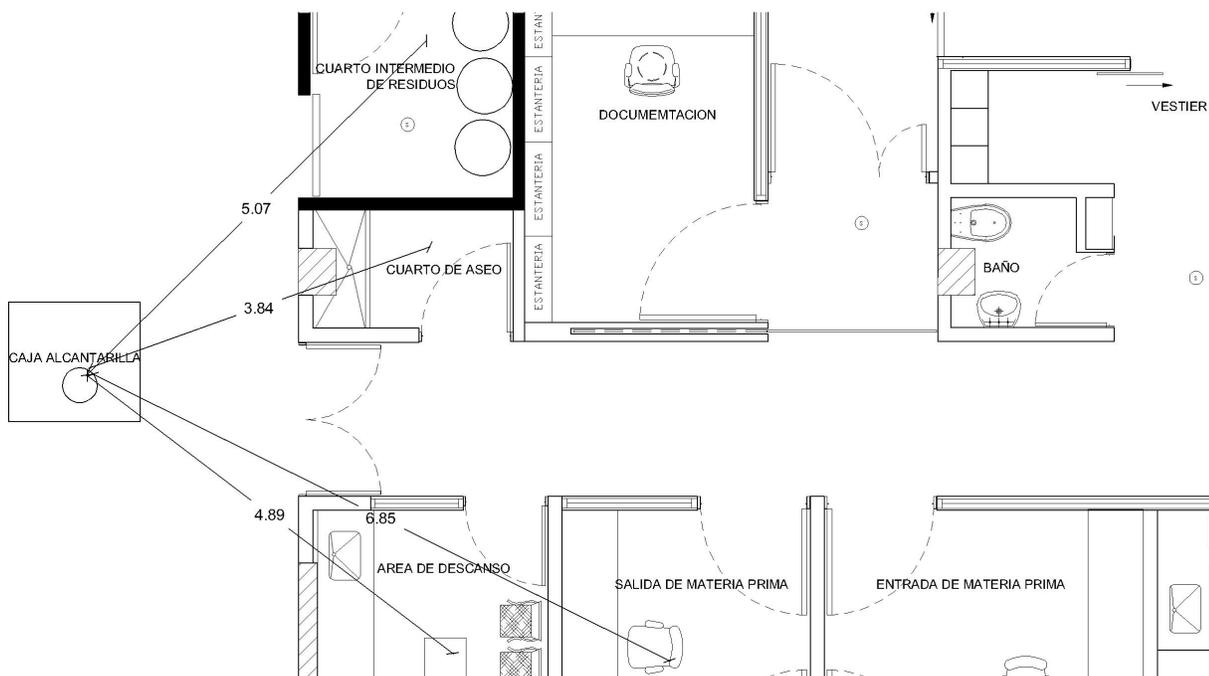
Para el Tc-99m se mantiene el criterio del 30% de actividad excretada en una hora de permanencia de los pacientes en la insitución. Para el I-131 se aplica la ecuación $A_{exc} = ae^{bt} + ce^{dt}$, hallada a partir de la referencia [15]

Los cuadros 5.1, 5.2 y 5.3, muestran las actividades anuales vertidas a la red de alcantarillado. A partir de estos valores se realizará un cálculo del riesgo potencial de la caja que conecta las descargas del INC con la red de alcantarillado público. Inicialmente se calculará a partir de los valores que se encuentran en la referencia [6], en donde se presentan unos coeficientes para calcular dosis a partir de las descargas anuales.

5.1.1.1. Impacto Radiológico debido al Tc-99m e I-131 con base en la Fuente y los puntos de control internos:

Figura 5.1: Punto de evaluación



Figura 5.3: Ubicación de la cajilla en el área de Medicina Nuclear del INC

A partir de la actividad anual de Tc-99m vertida, $45000 \text{ mCi} = 166 \times 10^{10} \text{ Bq}$; aplicando los factores de la Figura 3.12, se tiene que $166 \times 10^{10} \text{ Bq/a} \times 7.2 \times 10^{-17} \text{ Sv.a}^{-1} / \text{Bq.a}^{-1} = 0.1 \text{ mSv/a}$, es decir $100 \mu\text{Sv/a}$, calculando la dosis a un trabajador para un mes de trabajo en esta caja se tiene un factor de ocupación de 0.04, de donde la dosis por esta descarga es de $0.1 \text{ mSv/a} \times 0.04 = 4 \mu\text{Sv/a}$. Esto es para el caso de un trabajador que realice labores en la caja un tiempo de 80 horas al año y que el Tc-99m que se vierte, se quede en la cajilla. En caso de trabajadores ocupacionales de la zona controlada de radiofarmacia la distancia mínima de su ubicación es 6m y su factor de ocupación que ya está implícito en los coeficientes es de 0.228 hallado a partir de una permanencia en el sitio de de 8760 horas de acuerdo a como fue concebido el modelo de cálculo presentado en la referencia [6].

Los coeficientes presentados en la referencia [6] son muy conservadores y han sido determinados para escenarios diferentes al caso presentado en el INC, si se aplica en cálculo de I-131 el coeficiente $3.4 \times 10^{-13} \text{ Sv.a}^{-1} / \text{Bq.a}^{-1}$, para una actividad vertida al año de $162 \times 10^{10} \text{ Bq}$, el resultado de la dosis sobre un trabajador es muy alto. Esto no es adecuado. Por tanto para el caso del INC se adapta el modelo realista y se usan los parámetros del análisis químico y de caudales presentados en la sección 4.1.1.5 y en la Figura 4.19.

Cálculo del impacto radiológico en el INC a partir de Modelos conservadores

El IAEA-TECDOC-1000 [4, 6] parte de dos escenarios supuestos, el de todo el material retenido en lodos o todo el material en el cuerpo de agua. Esto permite realizar el cálculo de la exposición a poblaciones críticas con base en la actividad vertida. Para el caso del INC en el punto fuente que se ha determinado, que es la caja contigua a la radiofarmacia y que conecta con la alcantarilla pública, se han combinado dos modelos del conservador del IAEA y el realista presentado en la referencia [4].

Modelos de impacto radiológico realistas

Observaciones sobre los modelos conservativos

El modelo del IAEA [6] considera como fuente de exposición para los cálculos de impacto en el modelo de concentración total de actividad en lodo, una concentración superficial de actividad $C'_{lodo} (\text{Bq m}^{-2})$ calculada

a partir del valor de actividad vertida distribuida uniformemente y tomada como valor de actividad por unidad de superficie para el cálculo de irradiación externa e inahlación.

Consideraciones del modelo realista

Se asumen dos compartimientos agua y lodos, denominados R_1 y R_{1sed} respectivamente. Ver Figura 3.15

Modelo teórico para evaluar el Impacto Radiológico a partir del modelo compartimental - aproximación realista.

Los en la cajilla que conecta a la red de alcantarillado, uno denominado R_1 , que corresponde a la actividad en la masa de agua y otro denominado R_{1sed} , que corresponde a la fracción de actividad que se queda en los lodos, como se esquematiza en la Figura 3.15

Las ecuaciones usadas permiten la estimación de la concentración de radionucleidos en agua y lodos dependiendo de la concentración de entrada.

El único parámetro específico requerido por el modelo es el coeficiente de distribución $k_d R_1$, que representa el coeficiente de distribución k_d entre el agua y el lodo, en el compartimiento R_1 , el coeficiente de distribución es la razón entre la concentración de radionucleido en fase de suelo (Bq/kg peso seco) y la concentración de radionucleido en agua (en Bq/m³). Este valor depende de la concentración de sólidos suspendidos y las condiciones químicas. Estos datos se encuentran en la Figura 4.21.

Veamos el modelo matemático general presentado en la sección

$$\frac{dA_k^j}{dt} = F_{fuera-k}^j - F_{k-fuera}^j + \sum_i F_{i-k}^j - \sum_i F_{k-i}^j - \lambda^j A_k^j$$

$$F_{i-k}^j = TC_{i-k}^j A_i^j$$

$$F_{k-i}^j = TC_{k-i}^j A_k^j$$

$$F_{k-fuera}^j = TC_{k-fuera}^j A_k^j$$

En donde:

A_k^i =es el inventario del j-ésimo radionucleido en el compartimiento k (Bq)

A_i^j =es el inventario del j-ésimo radionucleido en el compartimiento i (Bq)

$F_{fuera-k}^j$ =es el flujo del j-esimo radionucleido desde fuera del sistema al compartimiento k (Bq/día)

$F_{k-fuera}^j$ =es el flujo del j-esimo radionucleido desde el compartimiento k a fuera (Bq/día)

F_{i-k}^j =es el flujo del j-esimo radionucleido desde el compartimiento i al compartimiento k (Bq/día)

F_{k-i}^j =es el flujo del j-esimo radionucleido desde el compartimiento k al compartimiento k (Bq/día)

TC_{i-k}^j =es el coeficiente de tasa de transferencia del j-esimo radionucleido del compartimiento i al compartimiento k (1/día)

El coeficiente de tasa de transferencia para el transporte con agua se define como:

$TC_{R_1-fuer} = \frac{Q}{V_{R_1}}$ donde Q es el flujo de agua desechada al alcantarillado en (m³/día) y V_{R_1} es el volumen total de la alcantarilla de sedimentación.

Los coeficientes de tasa de transferencia para el proceso de sedimentación son:

$$TC_{R_1-R_1sed} = \frac{FlujoPrimarioLodos}{V_{R_1}} * \frac{kd_{R_1}}{ConcSS * EssR_1 * kd_{R_1} + 1}$$

$$FlujoPrimarioLodos = Q * (ConcSS * (EssR_1) + ConcCOD * (1 - ECOD_{R_1}) * ConF_{R_1})$$

Donde,

$ConcCOD$ = es la concentración de la demanda química de oxígeno (DQO) en las aguas residuales entrantes ($KgCOD/m^3$)

$ConF_{R_1}$ = es un factor de conversión entre unidades de DQO y SS para R1 [$kgSS/kgCOD$]

$EssR_1$ = es la eficiencia para la reducción de la concentración de SS en R1

$ECOD_{R_1}$ = es la eficiencia para la reducción de la concentración de COD en R1

kd_{R_1} = es el coeficiente de distribución del radionúclido en R1 [m^3/kg],

$FlujoPrimarioLodos$ = es el flujo de lodo primario para el tratamiento de lodos [$kg/día$],

Las ecuaciones $TC_{R_1-R_1sed}$ y $FlujoPrimarioLodos$, describen la velocidad de eliminación de radionucleidos absorbido en sólidos suspendidos por sedimentación. La sorción de los radionucleidos a los sólidos en suspensión en R1 y R2 se asume que ocurre instantáneamente.

Las proporciones resultantes entre agua y sólidos en suspensión depende de los coeficientes de distribución (Kd), cuyos valores dependen de la concentración de sólidos en suspensión y las condiciones químicas.

Ecuaciones del sistema realista

Para el compartimiento R_1 :

$$\frac{dA_{R_1}}{dt} = F_{fuente-R_1} - TC_{R_1-fuera} \cdot A_{R_1} - TC_{R_1-R_1Sed} \cdot A_{R_1} - \lambda A_{R_1};$$

$$\frac{dA_{R_1}}{dt} = F_{fuente-R_1} - \lambda_1 A_{R_1}$$

Para el compartimiento R_{1Sed} :

$$\frac{dA_{R_{1Sed}}}{dt} = -TC_{R_{1Sed}-fuera} \cdot A_{R_{1Sed}} + TC_{R_1-R_{1Sed}} \cdot A_{R_1} - \lambda A_{R_{1Sed}}$$

$$\frac{dA_{R_{1Sed}}}{dt} = -\lambda_2 A_{R_{1Sed}} + TC_{R_1-R_{1Sed}} A_{R_1}$$

Las soluciones al sistema de ecuaciones diferenciales $A_{R_1}(t)$ y $A_{R_{1Sed}}(t)$ son:

$$A_{R_1}(t) = \frac{F_{fuente-R_1}}{\lambda_1} (1 - \exp(-\lambda_1 t))$$

$$A_{R_{1Sed}}(t) = \frac{TC_{R_1-R_{1Sed}} \cdot F_{fuente-R_1}}{\lambda_1 \lambda_2} \left\{ 1 - \exp(-\lambda_2 t) + \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} [\exp(-\lambda_2 t) - \exp(-\lambda_1 t)] \right\}$$

La situación se modeló usando MatLab, la Figura muestra la aplicación desarrollada

Figura 5.4: Aplicación para el análisis realista

```

%Definición de parámetros de entrada
Q=4.5; %Es el flujo de agua de desecho a la alcantarilla m^3/día
C=0.0119*3.7e7*1e3; %Concentración de actividad promedio evacuada Bq/m^3 (ver speed
F_f_R1=C*Q; %Flujo de fuente a R1 (Bq/día) esta proviene de las mediciones in-situ
ConF_R1=0.58; %Factor de conversión entre unidades COD y SS para R1, unidades: kg DW
ConcCOD=0.51; %Concentración de demanda de oxígeno químico en el agua entrante, unic
ConcSS=0.22; %Concentración de sólidos suspendidos en el agua desecha entrante, unic
ECOD_R1=0.47; % Eficiencia para la reduccion de COD en R1, adimensional
Ess_R1=0.36; %Eficiencia para la reducción de SS, adimensional
ResTimeR1sed=120; %Tiempo de residencia de lodo en R1sed en días
V_R1=0.75*0.75*1; %volumen de alcantarilla de la sedimentación primaria, unidades m^
Kd_R1=0.03; %Coeficiente de distribución, unidades m^3/kg

%Definición de flujo primario de lodo kg/día
FluxPRimSludge=Q*(ConcSS*(1-Ess_R1)+ConcCOD*(1-ECOD_R1)*ConF_R1);
%Definición de factores de transferencia
TC_R1_R1sed=(FluxPRimSludge/V_R1)*(Kd_R1/(ConcSS*Ess_R1*Kd_R1+1));
TC_R1_f=Q/V_R1;
TC_R1sed_f=1/ResTimeR1sed;

Tf=8.02; %tiempo de semidesintegración físico I-131, unidades: días
lf=1/Tf; %constante de decaimiento físico día^-1
l1=TC_R1_R1sed+TC_R1_f+lf;
l2=TC_R1sed_f+lf;

diff=l2-l1;

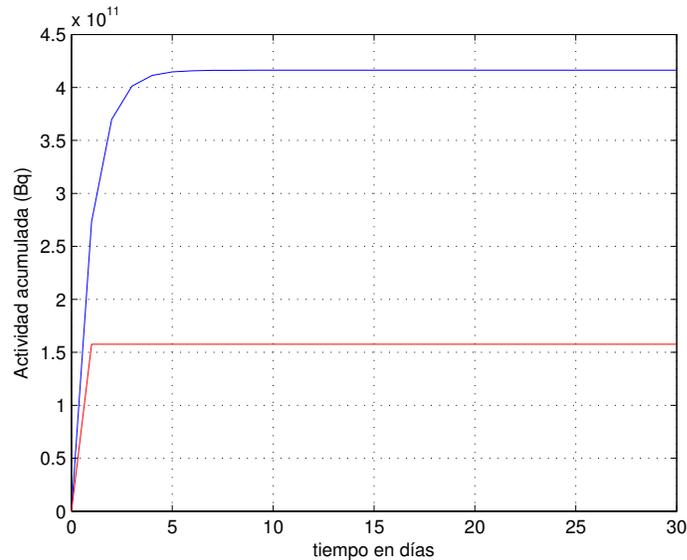
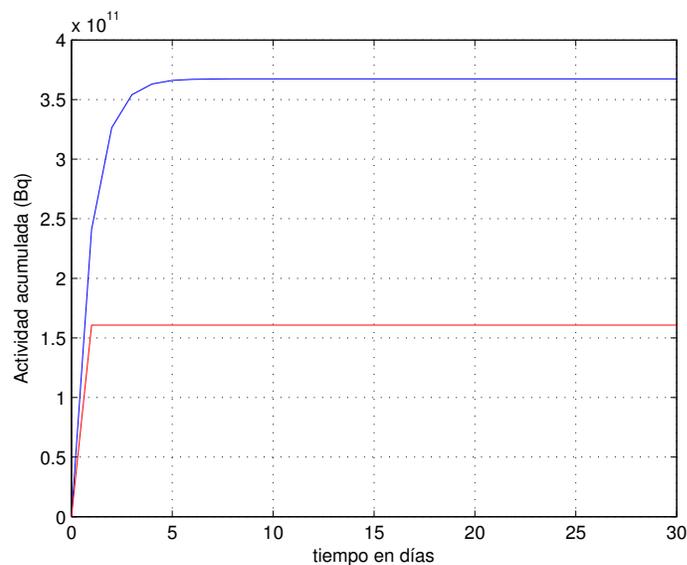
t=[0:1:30];
t_1=[0:1:30];

A_R1=(F_f_R1/l1)*(1-exp(-l1.*t));

A_R1sed=((TC_R1_R1sed*F_f_R1)/(l1*l2))*(1-exp(-l2.*t)+(l2/(l2-l1))*(exp(-l2.*t)-exp

Acum_A_R1=(F_f_R1/l1^2)*(30*l1^2+exp(-l1*30)-1);
plot(t,A_R1sed)
hold on
plot(t,A_R1,'r')
xlabel('tiempo en días')% tiempo en días
ylabel('Actividad acumulada (Bq)')% Dinámica Actividad ciclo de un mes
grid on
print -deps2c IEvsmAs.eps

```

Figura 5.5: Distribución del material en lodos y en el cuerpo de agua - para valores de análisis químico del INC**Figura 5.6:** Distribución del material en lodos y en el cuerpo de agua - aumentando en un 50% el parámetro de sólidos suspendidos

La Figura 5.5 muestra que la acumulación en lodos y en el cuerpo de agua en la caja contigua a la radiofarmacia, ver Figuras 5.2 y 5.3, que el punto fuente interno mas importante, en este caso $A_{R1sed}(t)$ con los parámetros del análisis químicos de las aguas del INC, ver Figura 5.5, que corresponde a la curva de color rojo, que indica la acumulación en lodos; muestra una retención pequeña comparada con la actividad que se vierte en la masa de agua. En este caso debido a esta fuente, la contribución a la dosis de las personas representativas en la radiofarmacia, con un factor de ocupación de 0.228, por el I-131 descargado respeta la restricción de dosis de $10 \mu Sv/a$.

5.1.1.2. Impacto Radiológico debido al Tc-99m e I-131 - Fuente y poblaciones críticas externas

Caracterización del sistema de alcantarillado.

Figura 5.7: Cajilla contigua a la red de alcantarillado



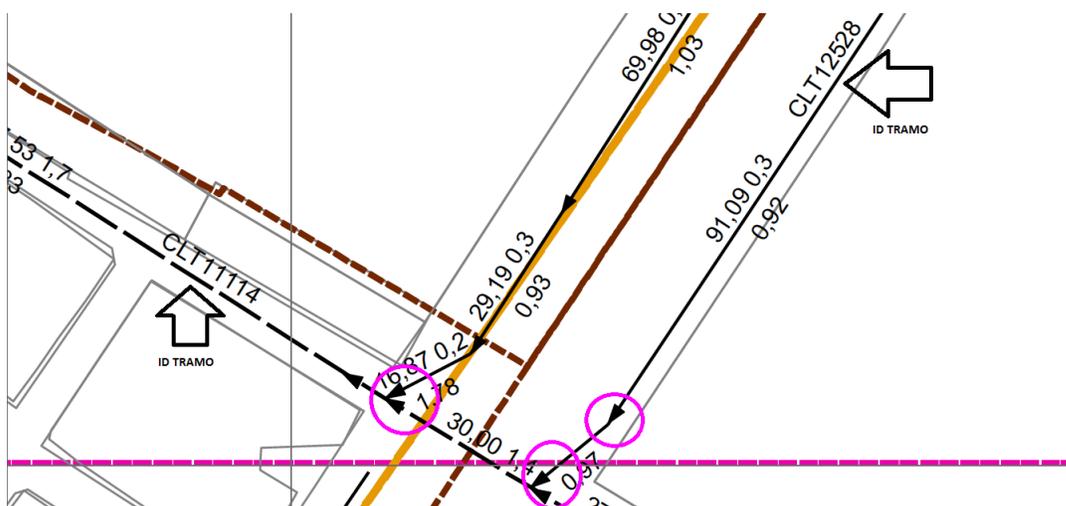
Figura 5.8: INC-Red de Alcantarillado (a)



Figura 5.9: INC -Red de Alcantarillado (b)



Figura 5.10: INC - Red alcantarillado (c)



En el registro fotográfico se observa la cajilla que comunica los fluidos del INC con la red de alcantarillado y mediante la información obtenida en la Empresa de Acueducto y Alcantarillado de Bogotá, EAAB, Figura 5.10, se observa la tubería que recibe los fluidos del INC, con ID CLT 12528, en la carrera 10, se encuentra con el tramo ID CLT 11114 que baja por la calle 1s, ver Figura 5.8, esto se indica mediante círculos de color magenta, en donde convergen los flujos provenientes del INC. Todas las intersecciones más próximas al INC que constituyen puntos fuentes y que ofrecen el riesgo potencial externo más alto, están sobre la carrera décima, como se muestra en las Figuras 5.8 y 5.10, a una distancia de 192 m del punto de descarga del INC, los cuales se encuentran a distancias mayores a 20 m de cualquier edificación del público, dentro de la tubería del alcantarillado a nivel subterráneo. Las pendientes son grandes, lo que baja la probabilidad de acumulaciones y conduce al transporte del material diluido en la masa de agua. Esta caracterización del sector conduce a la selección del modelo de cálculo para medir el impacto externo.

La Figura 5.11 indica el significado de los números que se observan sobre los tramos mostrados en la Figura 5.10.

Figura 5.11: Convenciones Alcantarillado



Cálculo del impacto radiológico en el entorno del INC a partir de Modelos conservadores

El IAEA-TECDOC-1000 [4, 6] presenta dos enfoques para asumir el estudio de las emisiones de radionucleidos a una alcantarilla: en primer lugar, suponiendo que todo el material se retiene en el lodo de aguas residuales, en la planta de tratamiento de aguas residuales, en segundo lugar, se supone que toda la actividad se descarga a un cuerpo de agua. Se abordarán ambas aproximaciones.

El modelo presentado por el IAEA es importante en este estudio porque permite cuantificar la exposición de poblaciones críticas en función de la actividad vertida, puesto que proporciona un método para cuantificar exposición debido a la fracción de actividad retenida en lodos, además de establecer herramientas de juicio para incorporar modelos realistas [4].

Modelo conservativo

Consideración de retención total en lodos

Al considerar que toda la actividad descargada se acumula en lodo se tiene una concentración del ¹³¹I dada por:

$$C_{lodo} = \frac{Q}{S}$$

donde S es la producción anual de lodo en alcantarillado en trabajos relevantes de alcantarillado, de acuerdo al IAEA-TECDOC-1000 se tiene:

$$C_{lodo} = \frac{1}{4 \times 10^5} = 2.5 \times 10^{-6} \text{Bq kg}^{-1} \text{ por Bq a}^{-1} \text{ liberado}$$

$$E_{si} = C'_{lodo} \times DF_{gr} \times O_f$$

donde,

E_{si} es la dosis de radiación por radiación externa en Sv/año;

C'_{lodo} es la concentración del radionucleido en el lodo del alcantarillado en $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$;

DF_{gr} es el factor de conversión por contaminación en tierra en Sv por $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$; y

O_f es la fracción de tiempo de la exposición por año

La dosis evaluada se obtiene con las siguientes consideraciones:

- La densidad del lodo se asume en $1 \times 10^3 \frac{\text{kg}}{\text{m}^3}$.
- La profundidad de contenedor de lodo es 1 m.
- La fracción de exposición puede ser de 0.228 basado en un trabajador de 2000 h a^{-1} , calculado a partir del total de horas de un año 8760.

Así se obtiene un valor de dosis externa de ^{131}I en lodos de alcantarillado con un valor de

$$E_{si} = 1.9 \times 10^{-13} \text{Sv a}^{-1} \text{ por } 1 \text{ Bq a}^{-1} \text{ descargado}$$

Considerando el valor de actividad descargada al sistema de alcantarillado, ver Figura 5.5, se tendrá una estimación de la dosis que es

$$\begin{aligned} E_{si} &= 1.9 \times 10^{-13} \frac{\text{Sv a}^{-1}}{\text{Bq a}^{-1}} \cdot 4.1 \times 10^{11} \text{ Bq a}^{-1} \\ &= 7.8 \times 10^{-2} \text{Sv a}^{-1} \end{aligned}$$

Este valor comparado con respecto a un valor de exención de $10 \mu\text{Sv a}^{-1}$ es 7800 veces superior y comparado con respecto a una restricción de $100 \mu\text{Sv a}^{-1}$ es 780 veces superior.

Calculo de Dosis por inhalación

$$E_{res} = C_{sludge} \times R_{inh} \times DF_{inh} \times O_f \times DL$$

E_{res} es la dosis por inhalación anual por resuspensión en lodos (Sv/a)

C_{sludge} es la concentración del radionucleido en el lodo del alcantarillado en Bq/Kg

R_{inh} es la tasa de inhalación anual en m^3/a

DF_{inh} es el coeficiente de dosis por inhalación (Sv/Bq)

O_f es la fracción de tiempo de la exposición por año.

DL es la carga de polvo debido a la resuspensión kg/m^3

La tasa de inhalación anual es $8400 \text{ m}^3 \text{ a}^{-1}$. La carga de polvo (DL) ambiental en las obras de alcantarillado dependerá de condiciones locales, en particular, el grado en que los lodos depurados se han secado y las condiciones climáticas. Un valor de referencia es $1 \times 10^{-7} \text{ kg m}^{-3}$ [6]. El coeficiente de dosis es dependiente del radionucleido, en el caso del ^{131}I es $7.4 \times 10^{-9} \text{ Sv Bq}^{-1}$ para adultos. Por lo tanto la dosis por inhalación de ^{131}I en lodo de alcantarillado es:

$$\begin{aligned} E_{inh} &= 2.5 \times 10^{-6} \times 8400 \times 7.4 \times 10^{-9} \times 0.228 \times 1 \times 10^{-7} \\ &= 3.5 \times 10^{-18} \text{Sv a}^{-1} \text{ por Bq a}^{-1} \text{ liberado} \end{aligned}$$

Valor que para el caso del nivel de descarga del INC sería de

$$\begin{aligned} E_{inh} &= 3.5 \times 10^{-18} \frac{\text{Sv a}^{-1}}{\text{Bq a}^{-1}} \times 4.1 \times 10^{11} \text{ Bq a}^{-1} \\ &= 1.4 \times 10^{-6} \text{Sv a}^{-1} \end{aligned}$$

que es inferior al valor en exención por lo cual no es necesario realizar aproximaciones realistas.

Modelo de liberación a río

La evaluación de este modelo para ^{131}I se ha realizado previamente por el IAEA en el documento Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radiactive Substances to the Environment publicado en el año 2001[6] (Sección B.2 del Apéndice B), donde se consideran como vías de exposición:

- La ingestión de radionucleidos en agua para beber;
- Ingestión de peces; y
- Irradiación externa de radionucleidos en el sedimento en bahías

La evaluación se realiza para una liberación de ^{131}I y una situación de exposición en la cual el radionucleido es liberado a un pequeño río con un flujo de $0.1 \text{ m}^3\text{s}^{-1}$ y que la gente vive 500 m río abajo de la salida del flujo en el mismo lado del río.

El resultado de la dosis total por unidad de descarga (E_{tr}) teniendo en cuenta las tres vías de exposición mencionadas previamente es de $2.0 \times 10^{-14} \text{ Sv a}^{-1}$ por Bq a^{-1} liberado. Así, teniendo en cuenta el nivel de descarga del Cuadro ?? se tiene:

$$\begin{aligned} E_{tr} &= 2.0 \times 10^{-14} \frac{\text{Sv a}^{-1}}{\text{Bq a}^{-1}} \cdot 4.1 \times 10^{11} \text{ Bq a}^{-1} \\ &= 8.2 \times 10^{-3} \text{ Sv a}^{-1} \end{aligned}$$

Este valor comparado con respecto a un valor de exención de $10 \mu\text{Sv a}^{-1}$ es 820 veces superior y comparado con respecto a una restricción de $100 \mu\text{Sv a}^{-1}$ es 82 veces superior.

Análisis de la aplicación directa de los modelos

De acuerdo Avila y cols.[4], en estos casos en que el modelo considerado provea resultados que superen el nivel de exención, son requeridas evaluaciones realistas.

Modelo realista

Acumulación en lodo

En la Figura 3.16, se presenta la comparación de la actividad en lodo y en agua para periodos mensual y anual. La representación gráfica presenta una función acumulativa en el tiempo, donde la actividad en lodo tiende a un valor umbral de $7.1 \times 10^7 \text{ Bq}$ de lo liberado que es acumulado en un tiempo $t \gtrsim 40$ días en aquel compartimento, valor de actividad que es inferior en cuatro órdenes de magnitud a aquel considerado en la aproximación de retención total en lodos (ver sección 5.1.1.2). El valor de actividad obtenido en el modelo realista se considerará iniciando con el cálculo de la concentración en lodo al año de operación

$$C_{lodo} = \frac{7.1 \times 10^7 \text{ Bq retenido en lodo al año}}{4 \times 10^5 \text{ kg de lodo generado al año}} = 177.5 \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}$$

con lo cual el valor de $C'_{lodo} (\text{Bq}/\text{m}^2)$ con esta concentración es de $1.78 \times 10^5 \text{ Bq}/\text{cm}^2$. Considerando el factor de conversión de contaminación superficial y de ocupación iguales a los de la sección 5.1.1.2, la dosis externa por ^{131}I se puede calcular así:

$$\begin{aligned} E_{si} &= 1.78 \times 10^5 \times 3.3 \times 10^{-10} \times 0.228 \\ &= 1.34 \times 10^{-5} \text{ Sv} \end{aligned}$$

El resultado obtenido es un valor 1.34 veces superior al nivel de exención pero menor al valor de restricción de $100 \frac{\mu\text{Sv}}{\text{año}}$. Lo cual implica que la práctica representa una exposición al público por debajo de una restricción de dosis de 1/10 del valor de límite anual para público general, aún manteniendo factores conservadores, como en el caso del factor de ocupación del trabajador de la planta (0.228 por 2000 h de trabajo al

año), consideración muy conservadora ya que en mantenimiento y trabajos de reparación en alcantarillado localizado no tardan 2000 h.

Modelo de liberación a río

En el caso del INC, no existe una población crítica que sea semejante a la aplicada al modelo del IAEA, ya que este considera contribuciones a la dosis total por ingestión de peces, bebida de agua e irradiación externa, de los cuales para el caso del INC solo incide la contribución por irradiación externa, teniendo en cuenta que la masa de agua viaja a través de una tubería y que existe una cajilla colectora a una distancia de 91 m donde se presenta la posibilidad que se realicen labores de mantenimiento o reparación, es claro que la exposición debida a lodos no superara el nivel de exención dado que la acumulación de actividad por lodos será muy inferior a la estimada para el punto de salida del INC.

Considerando la situación de exposición como es desarrollada por el IAEA, en la cual se concluye que al considerar la irradiación externa, la dosis es $8.9 \times 10^{-13} \text{ Sv a}^{-1}$ por Bq s^{-1} o $7.3 \times 10^{-18} \text{ Sv a}^{-1}$ por Bq día^{-1} . En el caso del INC las actividades proyectadas llegan a una actividad umbral de $2.4 \times 10^8 \frac{\text{Bq}}{\text{día}}$. Con lo que la dosis por irradiación externa sería:

$$E_{tr} = 7.3 \times 10^{-18} \frac{\text{Sv a}^{-1}}{\text{Bq a}^{-1}} \cdot 2.4 \times 10^8 \text{ Bq a}^{-1} = 1.8 \times 10^{-9} \text{ Sv a}^{-1}$$

este valor se encuentra por debajo del valor de exención. Lo anterior es considerado para un radio de incidencia del orden de 10^2 m, en adelante hasta llegar a la Planta de tratamiento de agua residuales (PETAR) del Salitre. Por las características del alcantarillado de Bogotá la masa de agua será conducida a través de tubería estructural, que únicamente puede presentar salida a través de los alivios a red pluvial en caso de altas precipitaciones, por lo cual no es adecuado considerar vías de exposición por ingestión de peces y bebida de agua en este radio de acción.

5.1.2. Conclusiones

- Las Resoluciones 181434 de 2002 y 180005 de 2010 de Ministerio de Minas y Energía muestran la necesidad de realizar los estudios de impacto radiológico para que a partir de estos estudios, se conozca la cantidad de material vertido y su impacto, para proceder a la solicitud de autorizaciones pertinentes y en caso de requerirse un sistema de control poderlo dimensionar de manera adecuada.
- Toda la literatura existente a nivel internacional permite inferir que el tema de los vertimientos de material radiactivo es de gran interés y por tanto los estudios de impacto radiológico para el contexto Colombiano debe ser una prioridad.
- Teniendo en cuenta la metodología aplicada en el estudio de impacto radiológico del INC se observa que existen aspectos que son determinantes en el resultado de la medición; uno, el relacionado con los modelos biocinéticos, que dependiendo del modelo implementado el resultado de la medición es diferente; dos, el relacionado con el modelo de cálculo para cuantificar el impacto radiológico, que tiene mucha importancia en los resultados. Para el contexto de Colombia, se sugiere establecer unos niveles genéricos orientativos y unos modelos teóricos para el cálculo, con el fin de conducir a resultados objetivos que permitan la regulación.
- Para la medición de las variables internas para desarrollar los estudios es necesario contar con instrumentos tecnológicos como un medidor de caudal que permita lecturas continuas y un medidor de actividad de lectura continua que permita identificar los parámetros reales de cada institución, para evitar estimaciones que conduzca a una propagación de errores.

- En la simulación realizada para el modelo realista se observó que hay parámetros bioquímicos que influyen de manera importante en la transferencia del material radiactivo del cuerpo de agua hacia los lodos, lo que permitió inferir que el análisis de agua se debe hacer como un insumo de los estudios de impacto radiológico y que puede existir un método de remoción de material radiactivo que se base en este aspecto; es decir, promover una mezcla de aguas residuales con material que retenga el material radiactivo y posteriormente realizar su separación.

Esta última conclusión da paso al contenido del capítulo 6 en el que se muestran los resultados experimentales sobre remoción de material radiactivo, centrado en el I-131 y sistemas de tratamiento de estos residuales.

Capítulo 6

Métodos de Control

6.1. Sistemas de remoción del material radiactivo y tanques de retención

Al iniciar el estudio de IR se empezó un trabajo experimental de remoción de I-127 considerando que la configuración electrónica del I-127 y el I-131 son iguales y los métodos de remoción se relacionan con esta característica y no con las características del núcleo del átomo. Esto con el fin de contar con una alternativa para el control de los vertimientos en caso de que los estudios arrojen resultados en los que haya que implementar algún método de control.

A continuación se describen algunos procesos de separación reportados en la literatura y que son ventajosos para el tratamiento de residuos líquidos radiactivos, los cuales están divididos en procesos por membranas, procesos fisicoquímicos y adsorción.

6.1.1. Métodos de remoción de I-131

Procesos de membranas. Una membrana es una interfaz que separa dos fases y restringe el transporte de cuerpos entre éstas. Existen, membranas porosas, membranas de transporte iónico, membranas líquidas, membranas homogéneas, membranas simétricas y asimétricas, entre otras [18].

Las membranas porosas se utilizan en la separación de especies con tamaños muy diferentes entre sí, puesto que el material de la membrana actúa como un filtro, el cual clasifica las especies según el tamaño de las mismas. Estas membranas consisten de una matriz sólida compuesta por poros definidos, los cuales tienen un tamaño que va desde los nanómetros (nm) hasta los micrómetros (μm) de diámetro. Los materiales más empleados para la elaboración de este tipo de membranas son las cerámicas, el grafito, los óxidos metálicos y los polímeros. Estas membranas tienen algunas aplicaciones para procesos de separación como microfiltración, ultrafiltración, nanofiltración y ósmosis inversa.

Teniendo en cuenta que de 0.0005 a 0.003 μm aproximadamente es el tamaño relativo de las sales acuosas, los métodos de microfiltración y ultrafiltración no son adecuados para la remoción de sales disueltas; por otra parte, el tamaño de molécula que separa la nanofiltración contiene un rango muy pequeño donde puede retener dichas moléculas; entonces, el método de separación óptimo para retención de sales disueltas es ósmosis inversa, puesto que estas pueden retener tamaño de moléculas muy pequeño.

Ósmosis inversa. La ósmosis inversa es el fenómeno reversible de ósmosis natural o directa que hoy constituye el nivel más fino de filtración existente, consiste en un proceso en el cual se aplica una presión mayor

a la presión osmótica, dicha presión se ejerce en el compartimiento que contiene la más alta concentración de sólidos disueltos, esta presión obliga al fluido a pasar por una membrana semipermeable en dirección contraria al del proceso natural de osmosis, por un proceso de difusión controlada [19].

Las aplicaciones de la ósmosis inversa son innumerables, la principal aplicación se encuentra en el tratamiento de aguas, para la eliminación de los contaminantes que esta pueda tener (salinidad, nitratos, arsénicos, cloruros); también se aplica para obtener agua potable del agua de mar, mediante la reducción de la salinidad y la dureza; generación de aguas ultra-puras para procesos industriales; se usa también para el enriquecimiento de jugos, zumos o lácteos en la industria alimentaria; para el tratamiento terciario de efluentes con sales, químicos, DBO5 y bacterias; entre otras aplicaciones.

Procesos Físicoquímicos. Los procesos fisicoquímicos, involucran procesos químicos los cuales se basan en reacciones químicas para transformar la sustancia a tratar, cambiando sus condiciones propiedades y funcionalidades; por otra parte, también involucra procesos físicos para facilitar la separación o aislar diversos componentes de las sustancias, ya sea para la reutilización, para un posterior tratamiento o eliminación adecuados. A continuación se describe teóricamente los procesos de evaporación y precipitación [20].

Evaporación. La evaporación es una operación unitaria, que consiste en la eliminación de un líquido de una solución, líquido en suspensión o emulsión por tratamientos térmicos, donde el soluto es no volátil y el disolvente es volátil. Este método separa los componentes obteniendo dos productos de distintas composiciones fisicoquímicas, se debe tener en cuenta que las soluciones a evaporar se comportan de diferentes formas de acuerdo a sus propias características fisicoquímicas [21]. Este proceso tiene diferentes aplicaciones, por ejemplo concentración de soluciones acuosas de azúcar, hidróxido de sodio, glicerina, gomas, leche, café, zumos de frutas, sales, entre otras.

Teniendo en cuenta las aplicaciones de este proceso, la separación de una sal disuelta en un líquido, se basa en que el disolvente alcanza su punto de ebullición antes que el soluto llegue a este, en este punto se deja evaporar todo el disolvente y se recupera entonces el soluto, sólido disuelto, es decir, la sal. De acuerdo con lo descrito anteriormente, la evaporación es un método pertinente de separación, debido a que en el tratamiento de desechos líquidos, el disolvente se elimina de la solución en fase vapor quedando componentes no volátiles tales como sales que contienen la mayoría de los radionucleidos.

Las propiedades físicas o químicas de la solución que se está concentrando y del vapor que se separa tiene un efecto considerable sobre el tipo de evaporador que debe usarse y sobre la presión y la temperatura del proceso.

Proceso de adsorción. La adsorción es una operación de separación en la que se busca la separación de un componente (adsorbible) disuelto en una corriente, gas o líquida, por retención sobre un sólido (adsorbente). En el momento en el que el soluto pasa a estar retenido sobre la superficie del adsorbente se denomina adsorbato. La adsorción es por tanto, un fenómeno físico superficial que implica el aumento de la concentración de un determinado compuesto sobre la superficie de un sólido. La adsorción se produce por la acción de las fuerzas activas que existen en la superficie del sólido, con base a la naturaleza de estas fuerzas, la adsorción se divide en adsorción física y en adsorción química.

Precipitación. La precipitación es un proceso químico por el cual se separan sustancias por asentamiento gravitacional, cuando se agregan reactivos químicos que alteran el estado físico o la solubilidad del compuesto de interés. Dicho proceso se realiza en tres pasos que son la coagulación, floculación y sedimentación.

Coagulación: Es la interacción física entre moléculas mediante la agitación física lo cual hace que dichas moléculas se agrupen y reaccionen con el agente precipitante para formar otras moléculas o partículas de mayor tamaño.

Floculación: Esta se produce después de un determinado tiempo de agitación, en el cual se debe disminuir la velocidad de agitación para que se formen partículas de mayor tamaño (flóculos) para que se dé el siguiente paso de la precipitación que es la sedimentación.

Sedimentación: Después de que se han formado las partículas estas se van al fondo de la solución por gravedad, debido a que son más densos que el líquido por lo tanto son más pesadas y se van a formar como precipitado.

Esta técnica se utiliza para remover la mayoría de los metales de las aguas residuales, algunas especies aniónicas como sulfato y fluoruro, eliminación de calcio y magnesio, eliminación de silicio y para la remoción de algunas sales como yoduros, bromuros y cloruros. En el caso de los yoduros bromuros y cloruros, se emplea como agente precipitante el Nitrato de plata (Ag_2NO_3), el cual es una sal de plata muy soluble en agua.

Membranas de intercambio iónico. Una membrana de intercambio iónico, es aquella que contiene una película con grupos cargados, los cuales son los que proveen las propiedades del intercambio iónico. Su tecnología se basa en un proceso de adsorción, en flujo continuo, en columnas con material de intercambio específico. El efluente a tratar es bombeado a través de la columna donde los elementos son retenidos, al saturarse la columna se inicia el proceso de regeneración.

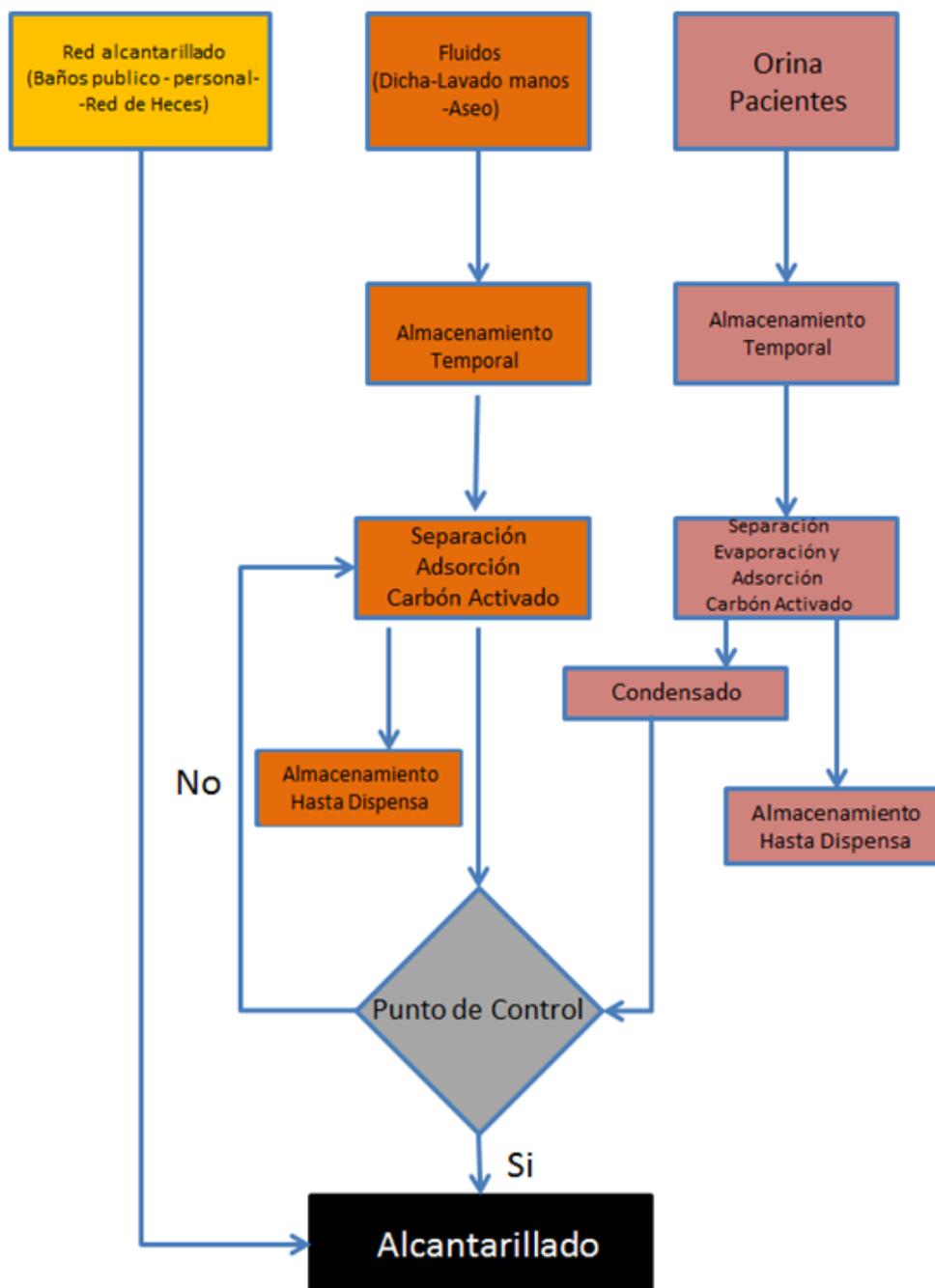
Las membranas de intercambio iónico pueden ser aniónicas o catiónicas, las cuales se describen así:

Aniónicas: estas poseen grupos fijos de carga positiva, entonces estas membranas permiten el paso de los aniones a la vez que obstaculizan el flujo de cationes.

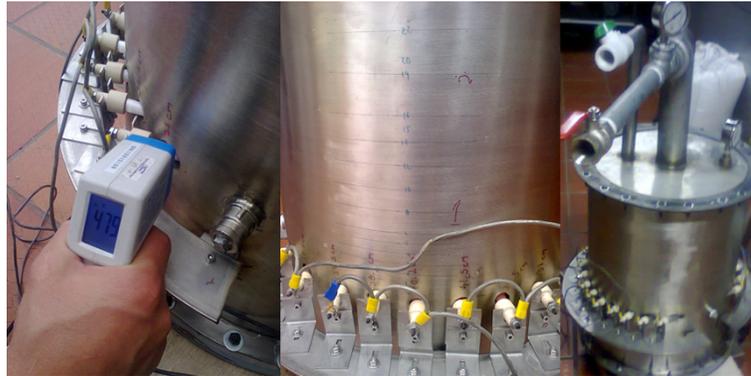
Catiónicas: estas poseen grupos fijos de carga negativa, entonces estas membranas permiten el paso de los cationes a la vez que obstaculizan el flujo de aniones.

A partir de esta literatura y de la referencia [22] se realizó un diseño de experimentos que condujo al desarrollo de un método para remoción de I-131. Ver Figuras 6.1, 6.2 y 6.3.

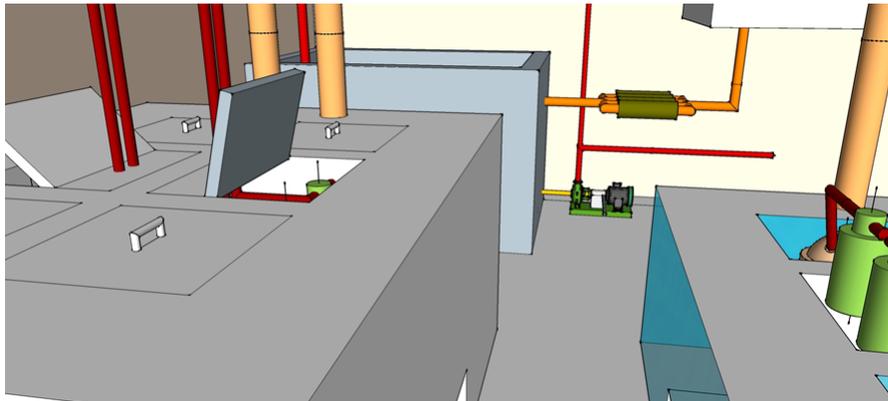
Figura 6.1: Diagrama de Flujo de Proceso



La figura 6.1 muestra un proceso para el tratamiento de los residuales líquidos que contienen I-131, el proceso consta de dos partes, una en la que se tratan los residuales producto de ducha y lavado de manos, por adsorción mediante carbón activado, y otra parte en la que se trata la orina aplicando dos métodos de remoción.

Figura 6.2: Diseño básico y prototipos

La figura 6.2 muestra un prototipo de reactor para remover el I-131 presente en la orina. Consta de unas lámparas para calentar el fluido y un filtro de carbón activado para vapores; la separación se hace mediante evaporación del agua presente en la orina.

Figura 6.3: Planta desarrollada

La figura 6.3 muestra un dibujo de la planta propuesta para la remoción del I-131 en la que los elementos que permiten la remoción, se encuentran embebidos en concreto para el decaimiento controlado del material retenido.

6.1.2. Tanques de retención de material radiactivo

Esta alternativa es actualmente la más común, consiste en desarrollar tanques que permiten el almacenamiento temporal de los residuos líquidos hasta que el material radiactivo decae. Se planean varios tanques de tal modo que se cuente con uno para llenar mientras los que se encuentran con material radiactivo llegan a su nivel de dispensa y permiten la evacuación del fluido, este proceso se repite en ciclos.

Las Figuras 6.4 y 6.5, muestran el concepto de los tanques de retención y una imagen de los tanques que se han instalado en algunas instituciones de Europa.

Figura 6.4: Concepto de tanques de almacenamiento. Tomado de: Radioactive Waste Management in A Hospital. Shoukat Khan y otros

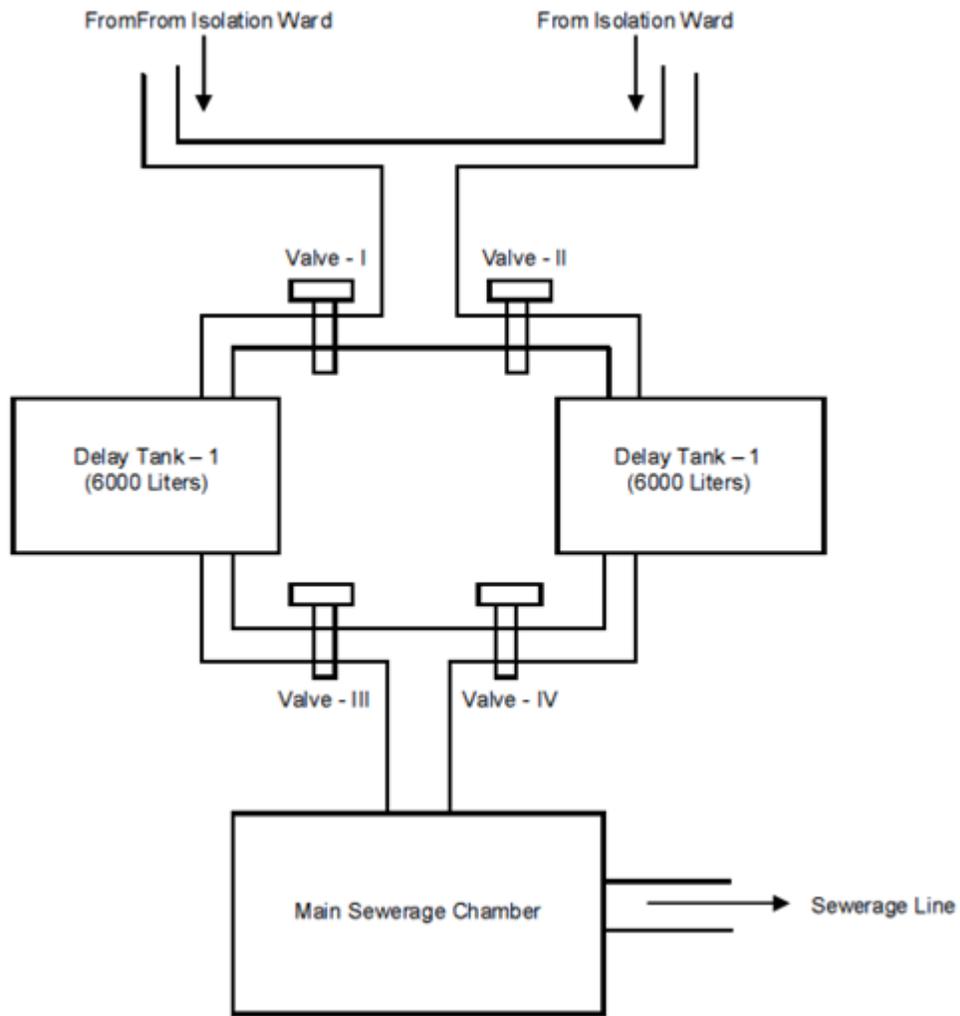


Figura 6.5: Tanques instalados en un hospital de Europa



Bibliografía

- [1] Ministerio de Minas y Energía. Resolución 180005 de 2010: Reglamento para la gestión de los desechos radiactivos en Colombia. Technical report, Ministerio de Minas y Energía, 2010. [1](#), [2](#), [8](#), [45](#), [50](#), [59](#), [63](#)
- [2] Ministerio de Minas y Energía. Resolución 181434 de 2002. Technical report, Ministerio de Minas y Energía, 2002. [1](#), [2](#)
- [3] WHO. Safe management of wastes from health-care activities. Technical report, WHO, 1999. [3](#)
- [4] Idalmis de la [Facilia AB (Sweden)]; Bergman Synnoeve [Vattenfall Power Consultants AB (Sweden)]; Hasselblad Serena [Callido AB (Sweden)] Avila, Rodolfo; Cruz. Radiological consequences of radionuclide releases to sewage systems from hospitals in Sweden. Technical report, SSI Rapport, 2007. [3](#), [4](#), [21](#), [30](#), [31](#), [44](#), [63](#), [70](#), [77](#), [79](#)
- [5] IAEA. Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance. Technical report, IAEA, 2004. [3](#)
- [6] IAEA. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Technical report, IAEA, 2001. [4](#), [20](#), [21](#), [25](#), [26](#), [28](#), [29](#), [30](#), [44](#), [63](#), [68](#), [70](#), [77](#), [78](#)
- [7] O ; Lasserra Sanchez O. ; Hernandez Garcia J. Barreras Caballero, A. ; Brigido Flores. Retention time of I-131-loaded human wastes in the disposal system at the nuclear medicine service, Camaguey, Cuba. *Workshop on Nuclear and Related Techniques in Environment. La Habana, Cuba.*, ISBN 959-7136-04-X., 1999. [8](#)
- [8] IAEA. Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research. Technical report, IAEA, 1998. [8](#), [19](#), [20](#), [21](#)
- [9] ICRP. Individual monitoring for intakes of radionuclides by workers. ICRP publication 54. Ann. ICRP 19 (1-3). Technical report, International Commission on Radiological Protection, 1989. [8](#)
- [10] Rajan Sreeram L. S. Arunkumar R. Ravichandran, J. P. Binukumar. An overview of radioactive waste disposal procedures of a nuclear medicine department. *Journal of Medical Physics*, 36:95–99, 2011. [8](#)
- [11] IAEA. Position statement on release of patients after radionuclide therapy, April 2010. [8](#), [9](#)
- [12] IAEA. Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance. Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance. Technical report, IAEA, 2005. [10](#)
- [13] EAAB. Plano de alcantarillado sanitario. Technical report, Empresa de Acueducto y Alcantarillado de Bogotá, 2009. [45](#), [46](#)

- [14] U.S. Nuclear Regulatory Commission. Release of patients administered radioactive materials. Technical report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1997. 56, 57
 - [15] I. DRIVER and S. PACKER. Radioactive waste discharge quantities for patients undergoing radioactive iodine therapy for thyroid carcinoma. *Nuclear Medicine Communications*, 22:1129–1132, 2001. 59, 68
 - [16] Instituto Nacional de Cancerología E.S.E. Estudio técnico de caracterización de vertimientos generados en el instituto nacional de cancerología e.s.e. Technical report, INC, 2012. 60, 61
 - [17] Lloyd A. Currie. Limits for qualitative detection and quantitative determination, application to radiochemistry. *Analytical Chemistry Division, National Bureau of Standards*, 1970. 62
 - [18] Maria MESTANZA. *Estudio de materiales adsorbentes para el tratamiento de aguas contaminadas con colorantes*. Madrid, 2012. 83
 - [19] Jose Alberto MORENO B. *Diseño de planta de tratamiento de agua de osmosis inversa para la empresa OSMOTECH DE COLOMBIA LTDA*. Universidad autónoma de occidente. Santiago de Cali, 2011. 84
 - [20] Robert. PERRY H. *Manual del Ingeniero Químico*. 1992. 84
 - [21] Ivan SALMERON. *Operaciones unitarias II Evaporación*. 2011. 84
 - [22] Douglas MONTGOMERY. *Diseño y análisis de experimentos* Limusa Wiley. 692 p. Limusa Wiley, 2010. 85
-