

UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERIA

FACULTAD DE INGENIERIA QUIMICA Y MANUFACTURERA



**ESTUDIO PRELIMINAR DE UN SISTEMA PARA LA DISPOSICION DE DESECHOS
RADIATIVOS EN RACSO Y PRONOSTICO DE SU IMPACTO SOBRE LA SALUD
HUMANA”**

TESIS

**Para Optar el Titulo Profesional de:
INGENIERO QUIMICO**

PRESENTADA POR LOS BACHILLERES:

**TARSILA TUESTA CHAVEZ
CARLOS ALBERTO CORTEZ BOCANEGRA**

**LIMA – PERU
1999**

A mis padres, Salvador Tuesta y Orfelinda Chávez,
por su amor, comprensión y entrega incondicional,
quienes con mucho esfuerzo dieron los mejores años
de su vida para convertirme en una profesional y así
hacer realidad uno de sus más grandes sueños.

A mis hermanos: Emerson, por su fuerza y empuje;
María y Segundo, por su gran ejemplo.

Tarsila

A mi hija Chiara, el sueño y la alegría de mi vida.
A mi esposa Elda, quien dio sentido a mi existencia.
A mis padres Alberto y Gloria por su entrega generosa.

Carlos

AGRADECIMIENTO

Es mas que un deber, una profunda satisfacción dejar constancia, en estas palabras, el agradecimiento a Dios y a todas las personas que de una forma u otra prestaron su colaboración y apoyo para la feliz culminación del presente trabajo.

Asimismo, expresar un especial reconocimiento a la generosa colaboración que recibimos del Ing. Mario Mallaupoma Gutiérrez, jefe de la Planta de Gestión de Residuos radiactivos del IPEN, así como de la Ing. Eugenia Médico Bao, asesor de tesis, quienes aportaron su valioso tiempo, su experiencia y su entusiasmo durante todo el desarrollo del trabajo de investigación.

Finalmente, hacer una distinción particular a la importante ayuda prestada por el Sr. Percy Monge.



A todos ustedes, muchas gracias.

Tarsila Tuesta y Carlos Cortez

ÍNDICE

| | Pág. |
|--|------|
| INTRODUCCIÓN | 7 |
| I. RESUMEN | 8 |
| II. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES | 16 |
| III. RESIDUOS RADIACTIVOS | 19 |
| 3.1. Definición y clasificación | 19 |
| 3.2. Los residuos radiactivos en el ámbito mundial | 25 |
| 3.3. Riesgos y protección radiológica | 29 |
| IV. GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS | 35 |
| 4.1. Introducción | 35 |
| 4.2. Tipos de plantas nucleares | 36 |
| 4.3. Generación de residuos radiactivos | 40 |
| 4.4. Generación de residuos radiactivos en RACSO | 47 |
| 4.4.1. Fuentes de desechos radiactivos | 47 |
| 4.4.2. Desechos radiactivos líquidos | 47 |
| 4.4.3. Desechos radiactivos sólidos | 48 |
| V. DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS | 50 |
| 5.1. Introducción | 50 |
| 5.2. Formas de disposición de residuos radiactivos | 55 |
| 5.3. Clausura | 63 |
| 5.4. Disposición de residuos radiactivos en RACSO | 64 |
| 5.4.1. Sistema de gestión de residuos radiactivos | 64 |
| 5.4.2. Tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos | 67 |
| 5.4.3. Cementación | 72 |
| 5.4.4. Almacenamiento de residuos radiactivos | 74 |
| 5.4.5. Clausura | 80 |

| | | |
|------------|---|-----------|
| VI. | PRONÓSTICO DEL IMPACTO SOBRE LA SALUD HUMANA | |
| | DE LA DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS | 83 |
| 6.1. | Desechos radiactivos en el medio ambiente | 83 |
| 6.2. | La disposición de residuos en RACSO y el problema ambiental | 84 |
| 6.2.1. | Introducción | 84 |
| 6.2.2. | Radiactividad ambiental | 86 |
| 6.2.3. | Evaluación radiosanitaria | 88 |
| 6.2.4. | Descripción del escenario | 89 |
| 6.3. | Metodología de evaluación de seguridad | 110 |
| 6.3.1. | Desarrollo del escenario | 112 |
| 6.3.2. | Modelamiento y simulación | 115 |
| 6.3.3. | Cálculo de consecuencias | 117 |
| 6.4. | Modelamiento del término fuente | 118 |
| 6.5. | Modelos ambientales | 122 |
| 6.6. | Código DUST para el estudio de la migración de radionucleidos hacia la geósfera | 129 |
| 6.6.1. | Introducción | 129 |
| 6.6.2. | Selección del modelo y ecuaciones reguladoras | 132 |
| 6.6.3. | Procedimiento para el cálculo de emisiones utilizando el código DUST | 137 |
| 6.6.4. | Aplicabilidad y limitaciones del código DUST | 139 |
| 6.6.5. | Validación y verificación del código DUST | 141 |
| 6.6.6. | DUSTIN: un preprocesador que crea un marco de entrada para DUST | 141 |
| 6.6.7. | Estructura del marco de entrada para el código DUST | 143 |
| 6.6.8. | Archivos de salida del código DUST | 149 |
| 6.6.9. | Uso de GRAFXT | 149 |
| 6.6.10. | Descripción matemática de los modelos seleccionados para el análisis del término fuente | 149 |

| | | |
|--------|--|-----|
| 6.7. | Código RESRAD-GENII para el pronóstico del impacto sobre la salud humana | 157 |
| 6.7.1. | Validación y estructura del código RESRAD | 157 |
| 6.7.2. | Identificación de las vías del RESRAD | 158 |
| 6.7.3. | Dilución y dispersión en los medios receptores | 161 |
| 6.7.4. | Transferencias a compartimentos críticos | 162 |
| 6.7.5. | Evaluación de dosis en el hombre | 163 |
| 6.7.6. | Factores de conversión de dosis | 163 |
| 6.7.7. | Descripción matemática del cálculo de la dosis equivalente efectiva anual para un individuo | 164 |
| 6.7.8. | Coeficientes de distribución | 179 |
| 6.8. | Estimación preliminar del impacto sobre la salud humana de la disposición final de residuos radiactivos en RACSO | 183 |
| 6.8.1. | Modelo matemático | 183 |
| 6.8.2. | Cálculos previos | 187 |
| 6.8.3. | Tablas de datos | 204 |
| 6.8.4. | Corrida de los códigos de cálculo y resultados | 209 |
| 6.8.5. | Vigilancia durante la operación del repositorio | 219 |
| VII. | ASPECTOS ECONÓMICOS | 221 |
| 7.1. | Costos de disposición | 221 |
| 7.1.1. | Costos de la etapa pre-operacional | 222 |
| 7.1.2. | Costos durante el período de operación | 229 |
| 7.1.3. | Costos en la etapa post-operacional | 234 |
| 7.2. | Financiamiento | 236 |
| VIII. | BIBLIOGRAFÍA | 237 |
| IX. | GLOSARIO | 241 |
| X. | ANEXOS | 257 |

INTRODUCCIÓN

El presente tema de tesis, denominado “Estudio Preliminar de un Sistema para la Disposición de Desechos Radiactivos en RACSO y Pronóstico de su Impacto sobre la Salud Humana”, tiene como objetivo plantear un diseño preliminar de un repositorio, como alternativa de disposición final de desechos radiactivos en el Centro Nuclear “Oscar Miró Quesada de la Guerra (RACSO)” del Instituto Peruano de Energía Nuclear, ubicado en las pampas de Huarangal, del distrito de Carabayllo - Lima. La evaluación del diseño preliminar incluye un pronóstico del posible impacto del repositorio sobre la salud humana, utilizando para ello los códigos de cálculo DUST y RESRAD. Cabe comentar que ésta es la primera aplicación de los códigos DUST y RESRAD en el Perú.

Una de las características del Centro Nuclear es la generación de residuos radiactivos de baja actividad y se suman a éstos los residuos de mediana actividad provenientes de usuarios externos.

El diseño de toda instalación nuclear considera la disposición de sus desechos radiactivos en forma segura. La disposición final de los desechos se da en la forma de repositorios a nivel superficial, para los desechos de baja y mediana actividad.

Se ha hecho el diseño del repositorio y la simulación del comportamiento de los contaminantes radiactivos, sobre la base de sistemas de almacenamiento definitivo con los que se viene trabajando en otros países, como son España, Francia y Estados Unidos de América, de los cuales se tiene buenas referencias y por tanto, se ha hecho la adecuación de esa tecnología aplicada a nuestra realidad, teniendo en cuenta que el diseño se verá influenciado por los factores físico-químicos, socioeconómicos, etc.

CAPÍTULO I

RESUMEN

1. RESIDUOS RADIATIVOS

Residuo radiactivo es cualquier material que contenga o esté contaminado por radionucleidos cuyas concentraciones o niveles de actividad rebasen las “cantidades exentas” establecidas por la Autoridad Nacional, y para el cual no se prevé ningún uso.

Se pueden clasificar de acuerdo con diversos criterios:

- a) En cuanto a su origen, según la instalación que los genera.
- b) En cuanto a sus características físicas y químicas, en gases, líquidos y sólidos.
- c) En cuanto a su actividad, en residuos de alta, media y baja actividad.

El OEIA, para tomar en cuenta el tiempo de vida de los nucleidos, definió cinco clases cualitativas:

1. Nivel alto, con contaminantes de largo período de semidesintegración.
2. Nivel intermedio, con contaminantes de largo período de semidesintegración.
3. Nivel bajo, con contaminantes de largo período de semidesintegración.
4. Nivel intermedio, con contaminantes de corto período de semidesintegración.
5. Nivel bajo, con contaminantes de corto período de semidesintegración.

En el ámbito mundial, los residuos radiactivos vienen principalmente de las plantas de generación eléctrica nuclear, de reprocesamiento, y de fabricación de combustible nuclear y en pequeñas cantidades de la industria, hospitales e institutos de investigación.

En general, existen tres características de los desechos radiactivos que determinan su daño potencial y de ahí la forma como deben ser manejados:

- a) El nivel de actividad del material radiactivo.
- b) La cantidad de calor generado por el material.
- c) El período de semidesintegración.

Cuando una persona está frente a una fuente radiactiva, debe tener presente tres parámetros de radioprotección para reducir el riesgo de irradiación externa. Estos parámetros son: distancia, tiempo y blindaje.

2. GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Las principales fuentes de desechos radiactivos generadas en el Centro Nuclear RACSO la constituyen la operación del reactor RP-10 y la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR). Estas fuentes tienen un tipo de desecho con baja actividad. Los residuos líquidos producidos (aproximadamente 100 m³/año) tienen los siguientes contaminantes típicos: Fe-55, Fe-59, Cs-134, Cs-137, P-32, S-35, I-131, H-3, C-14. Los residuos sólidos producidos (aproximadamente 1.8 m³/año) tienen los siguientes contaminantes típicos: Co-60, Cs-134, Cs-137, Te-121m, P-32, S-35, I-131, H-3, C-14, Sr-90, Ra-226.

3. DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS

En RACSO, la instalación de gestión de residuos radiactivos ha sido diseñada para proveer un procesamiento de acondicionamiento e inmovilización de residuos, apropiado para su manipulación, almacenamiento y disposición final. Considera las técnicas de compactación, tratamiento químico y cementación.

El sistema de gestión de residuos radiactivos líquidos y sólidos considera la minimización, segregación, control de calidad, monitoreo, colección, transporte, proceso de tratamiento y disposición de los residuos radiactivos.

La instalación de gestión de residuos radiactivos tiene una superficie aproximada de 15000 m². Aquí están ubicados:

- a) Edificio de tratamiento y acondicionamiento de residuos.
- b) Cubículo para residuos biológicos contaminados.
- c) Almacén para residuos sólidos acondicionados.
- d) Lecho de infiltración para residuos líquidos.

En la parte externa a dicha instalación, aunque formando parte del sistema integral de gestión de residuos radiactivos, se encuentran dos plantas de decaimiento de líquidos activos, una para el reactor y la otra para la planta de producción de radioisótopos. Desde allí se bombearán los líquidos ya sea al lecho de infiltración o a la planta de tratamiento químico.

La inmovilización de los residuos radiactivos, de baja y mediana actividad, se realiza con cemento. Existe un almacén temporal, donde se almacenarán los residuos acondicionados en cilindros de 0,22 m³. Asimismo, servirá como un lugar de almacenamiento intermedio para permitir el decaimiento del residuo y su posterior disposición definitiva.

A futuro, RACSO contará con un repositorio a nivel superficial para la disposición definitiva de los residuos radiactivos acondicionados. Se ha elaborado el diseño del sistema de disposición final que servirá de base para la construcción de las estructuras de almacenamiento. El repositorio estará conformado por dos celdas de concreto armado, con una capacidad total de 504 cilindros distribuidos en 84 contenedores y ocupará un área de 200.2 m². Los cilindros se almacenarán en el interior de contenedores de concreto armado y se inmovilizarán con hormigón, constituyendo un solo bloque. Estos contenedores se almacenarán apilándose en las dos celdas de almacenamiento que conforman el repositorio. Una vez que se completa la operación de cada celda de almacenamiento, ésta se rellena con grava y se construye una losa superior de cierre. La estructura es entonces impermeabilizada con una cobertura sintética. La losa inferior de cada celda de almacenamiento tiene la función de recoger cualquier agua que se pudiera haber infiltrado, dirigiéndola a unas tuberías instaladas bajo la celda.

Culminado el período de operación de 30 años, cuando ambas celdas estén llenas y cerradas, se procederá a cubrir el conjunto con una cobertura de baja permeabilidad. Se configura así el sistema multibarreras.

4. PRONÓSTICO DEL IMPACTO SOBRE LA SALUD HUMANA DE LA DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Se ha reconocido que la liberación de desechos radiactivos al ambiente tiende a aumentar la exposición de los organismos silvestres a las radiaciones. El nivel de sensibilidad de los organismos ante los efectos de las radiaciones es muy variable. Los mamíferos son los más sensibles, seguidos de las aves, los peces, los reptiles y los insectos. Las plantas muestran un amplio rango de sensibilidad. Los musgos, los líquenes, las algas y los microorganismos, son menos sensibles a las exposiciones agudas a las radiaciones.

En RACSO, el problema ambiental se da en el futuro, cuando el repositorio ya ha sido clausurado. Debido a la infiltración de agua hacia el repositorio, se produce la lixiviación de contaminantes radiactivos hacia un acuífero pudiendo ocasionar un impacto sobre la salud humana.

El escenario está basado en la disposición final de desechos radiactivos a nivel superficial dentro del área de la instalación de gestión de residuos radiactivos, ubicada en RACSO.

La instalación considerada está conformada por el repositorio de concreto con relleno y barreras de contención alrededor de los desechos, y una cobertura de múltiples capas.

Los radionucleidos considerados para la evaluación son C-14, Fe-55, Co-60, Sr-90, Cs-137, Ra-226 y Am-241. La selección de estos radionucleidos se ha hecho sobre la base de su largo período de semidesintegración. Los radionucleidos hijas considerados para la evaluación son Pb-210 y Po-210.

El inventario estimado de cada radionucleido proviene de tres fuentes de información:

- Actividad producida en operación normal del Centro Nuclear e instalaciones radiactivas.
- Actividad contenida en el almacén temporal.
- Actividad total de las fuentes utilizadas por usuarios externos.

Una evaluación de seguridad de cualquier sistema de disposición final de desechos dañinos consta de una variedad de elementos interrelacionados:

- Identificación amplia de la posible evolución futura del sistema de disposición final seleccionado. Este proceso es llamado desarrollo del escenario.
- Desarrollo y aplicación de modelos apropiados.
- Cálculo de consecuencias radiológicas potenciales en una evaluación integrada.
- Análisis de incertidumbre y sensibilidad.
- Validación y revisión de todos los componentes de la evaluación.
- Comparación de los resultados con los criterios.

El término fuente está definido como la velocidad de emisión del radionucleido desde la instalación de disposición final.

Cuando se evalúa el impacto radiológico causado por una instalación de disposición final para un residuo radiactivo, se deben de analizar y cuantificar el comportamiento del sistema y el transporte desde la instalación hacia la biosfera, así como el transporte en la biosfera y la exposición resultante del hombre a las sustancias radiactivas.

Cuando se direcciona el destino de los contaminantes en la biosfera, desde un sistema de disposición final a nivel superficial, deberían ser considerados los siguientes aspectos: Término fuente para un componente de la biosfera, acumulación y transferencia dentro y entre los compartimentos físico y viviente, las vías de exposición al hombre y los cálculos de dosis.

La experiencia práctica ha mostrado que no es necesario un estudio completo y profundo de todas las vías posibles de exposición. En la mayoría de los

casos sólo algunos nucleidos y algunas de las vías son importantes debido a que contribuyen en gran medida a la dosis resultante en los grupos críticos.

Se hace uso del código DUST, Disposal Unit Source Term (Término Fuente de una Unidad de Disposición) para el estudio de la migración de radionucleidos hacia la geósfera. El objetivo de este programa es proporcionar un modelo de cálculo que estime la velocidad de emisión del radionucleido desde la instalación de disposición final, esto es, el término fuente, hacia la geósfera.

Los modelos que representan los cuatro procesos principales (flujo del fluido, degradación del recipiente, lixiviación de 'la forma de desecho', y transporte del radionucleido) que influyen la emisión vienen incorporados dentro del código de cálculo DUST.

Se cuenta con un pre-procesador, DUSTIN, para crear un marco de entrada. DUSTIN es un programa de manejo de menú que guía al usuario a través de todos los pasos necesarios de la creación del marco de entrada.

Se cuenta con el programa GRAFXT para facilitar el análisis de la salida del código. GRAFXT es un programa de manejo de menú que lee los archivos creados por el DUST y grafica los datos sobre una unidad de visualización de video.

Para el pronóstico del impacto sobre la salud humana se utiliza el código RESRAD-GENII. El código calcula dosis.

RESRAD está diseñado con archivos de ayuda internos para información sobre datos de entrada y salida. El código consiste en tres módulos:

- RESPC: Un módulo interactivo para formas de ingreso de datos y vías de observación.
- RESMAIN: El principal módulo calculacional y generador de reportes.
- RESPLOT: Un módulo interactivo que muestra los últimos resultados del RESMAIN.

Las tres vías potenciales principales de exposición por las cuales los radionucleidos pueden ingresar al cuerpo humano son: Radiación externa, inhalación e ingestión. Para cada vía de exposición, los radionucleidos pueden

migrar desde una fuente hacia un punto de exposición humana por medio de muchas vías ambientales.

Un adecuado conocimiento de la población local y del uso del medio ambiente permite identificar las posibles vías de irradiación.

La identificación de los miembros de la población que se prevé recibirán la máxima exposición (grupos críticos) y sus características, es de fundamental importancia para establecer las dosis individuales.

En el modelo conceptual se considera un intervalo de tiempo de 300 años luego de clausurado el repositorio y durante este período ocurrirá la infiltración de agua, siendo el agua el medio de transporte de los contaminantes.

El inventario inicial es el estimado para el último año del período de operación del repositorio, año 2030.

El inventario de cada radionucleido está distribuido homogéneamente en 18 puntos nodales fuentes.

El transporte a través de la instalación es modelado tomando en cuenta los procesos de advección y difusión-dispersión. La migración de los radionucleidos está corregida por la producción y decaimiento radiactivos y la sorción.

De los resultados obtenidos del cálculo de dosis (código RESRAD), se tiene que para un escenario de contaminación al medio ambiente del repositorio de residuos radiactivos, la dosis resultante de 0.0 mSv/año (0.000 mrem/año) es despreciable comparada con el límite permisible considerado (0.5 mSv/año). Esto se debe a las múltiples barreras técnicas de contención y a las características favorables del emplazamiento y del entorno que hacen que la migración de contaminantes al medio ambiente sea mínima. Por lo tanto, el impacto sobre la salud humana del repositorio de residuos radiactivos a nivel superficial es nulo, dentro del período de tiempo considerado.

Se deberá implementar un plan de monitoreo rutinario del medio ambiente, tanto alrededor como lejos del emplazamiento. Esto debe considerar la toma de muestras de agua subterránea, aguas superficiales, aire, suelo y vegetación.

5. ASPECTO ECONÓMICO

Los costos calculados para el repositorio corresponden a los siguientes rubros: Para la etapa pre-operacional se costearon los estudios del emplazamiento, diseño de ingeniería, infraestructura física y equipamiento. Además, se estimaron los costos operativos y los de la etapa post-operacional (cierre de la instalación y control ambiental). Los costos totales son los siguientes:

1. Costos de la etapa pre-operacional: US\$ 1430604.
2. Costos durante el período de operación: US\$ 232036 anuales
3. Costos en la etapa post-operacional: US\$ 1220000.

CAPÍTULO II

CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

- La instalación de procesamiento y disposición de residuos radiactivos resulta ser la opción más adecuada de gestión, en nuestro país, ya que permite tener un mejor control sobre los residuos radiactivos generados a nivel nacional.
- La metodología permite comparar los estimados calculados del comportamiento de la instalación con los criterios reguladores.
- Se ha identificado y discutido el escenario (eventos y circunstancias) que da como resultado la emisión de radionucleidos desde el repositorio cerrado en conjunción con las vías asociadas para la migración y exposición a los seres humanos.
- El medio más probable para que los radionucleidos alcancen a los seres humanos desde una instalación de desechos radiactivos de nivel bajo e intermedio es a través del agua subterránea. Los componentes modelados para el escenario del agua subterránea son la infiltración, la percolación, el término fuente, el flujo y transporte en la zona insaturada, el flujo y transporte en la zona saturada, la cadena alimenticia, y la dosimetría. La infiltración es dependiente de las condiciones climáticas y de las características superficiales del emplazamiento.
- Para la disposición final en terreno superficial, las características del emplazamiento, el diseño del repositorio, incluyendo las barreras de ingeniería y su sistema de vigilancia, así como la calidad y naturaleza de los residuos, constituyen los elementos técnicos básicos del sistema integrado de disposición.
- De los resultados obtenidos con los códigos de cálculo se encontró que la dosis resultante debida a la migración de contaminantes hacia los

seres humanos es despreciable y está muy por debajo de los límites permisibles. Esto se debe a las múltiples barreras técnicas de contención y a las características favorables del emplazamiento y del entorno que hacen que el impacto al medio ambiente sea mínimo. A pesar de esto, se debe considerar la implementación de un plan de monitoreo rutinario del medio ambiente tanto alrededor como lejos del emplazamiento.

- Debido a las grandes inversiones que requieren hacerse en la construcción de repositorios, de acuerdo a la experiencia desarrollada a nivel mundial, todos los países han optado por realizar inicialmente un almacenamiento temporal, por muchas décadas, en instalaciones técnicas de superficie. Esto permite no sólo ir acumulando un gran volumen de residuos, sino también realizar un mejor seguimiento de su comportamiento fisicoquímico así como del comportamiento de los contenedores y embalajes, permitiendo un mejor control durante los primeros años, en donde precisamente se produce el mayor decaimiento radiactivo de los radioisótopos de corto período de semidesintegración.
- La filosofía de disposición final de residuos radiactivos varía substancialmente entre países, por lo que los objetivos son más fáciles de alcanzar en unos más que en otros. Un país puede considerar que tanto los residuos radiactivos de nivel bajo e intermedio pueden ser dispuestos en el terreno a nivel superficial o a baja profundidad mientras que otros pueden decidir que todos los residuos, incluso los residuos de baja actividad, deberían ser dispuestos en formaciones geológicas profundas. En muchos casos se combinan los factores socio-políticos para determinar tales decisiones y en otros casos las razones han sido las consideraciones geológicas y geográficas naturales que presentan determinados países.
- Cuando se desarrolla una metodología de evaluación de una instalación de disposición final, ésta debe ser clara y sensible a los cambios de los parámetros considerados.

- La metodología y los cálculos realizados pueden ser usados para otros componentes de la evaluación o para otros escenarios.
- La introducción de datos en los códigos de cálculo se debe hacer con una justificación y cuidado para obtener buenos resultados.
- Es necesario seguir realizando estudios complementarios a fin de ir afinando los valores hallados de costos de disposición final de residuos radiactivos. Para ello es necesario conformar un equipo multidisciplinario que analice en mayor detalle los parámetros asumidos en los estudios realizados, de forma tal que los convalide, rectifique o complemente.

CAPÍTULO III

RESIDUOS RADIATIVOS

3.1. DEFINICIÓN Y CLASIFICACIÓN

3.1.1. DEFINICIÓN DE DESECHO RADIATIVO.

Es cualquier material que contenga o esté contaminado por radionucleidos (véase la tabla N° A.1 del anexo A) cuyas concentraciones o niveles de actividad rebasen las “cantidades exentas” establecidas por la Autoridad Nacional, y para el cual no se prevé ningún uso [1].

3.1.2. CLASIFICACIÓN DE LOS RESIDUOS.

Los residuos generados son tan variados en forma, actividad y tipo de contaminación, como lo son en el tipo de actividad que los genera. Se pueden clasificar de acuerdo con diversos criterios:

- a) En cuanto a su origen, según la instalación que los genera: fábrica de concentrados de uranio, central nuclear, instalación de reelaboración, centro de investigación, hospital, etc.
- b) En cuanto a sus características físicas y químicas, ya que requieren métodos de tratamiento muy diferentes, se suelen clasificar en gases, líquidos y sólidos.
- c) En cuanto a la naturaleza exacta y concentración de los nucleidos radiactivos, se clasifican por su actividad, es decir, en función de las

desintegraciones producidas por segundo, en residuos de alta, media y baja actividad.

Dentro de estos grupos existe una variedad de tipos de desechos tales como basura, fuentes radiactivas gastadas, lodos, y combustible nuclear gastado dentro de la categoría de desecho sólido. Los niveles de actividades abarcan desde niveles extremadamente altos asociados con el combustible gastado y los desechos del reprocesamiento del combustible hasta niveles muy bajos asociados con aplicaciones de radioisótopos en laboratorios, hospitales, etc. Igualmente extenso es el espectro de los períodos de semidesintegración de los radionucleidos contenidos en el desecho. Los radionucleidos presentes dependerán del proceso de generación e incluye Uranio y otros de origen natural, radionucleidos transuránicos y hechos por el hombre.

3.1.2.1 SEGÚN SUS CARACTERÍSTICAS FÍSICAS Y QUÍMICAS

a) Residuos líquidos

Es común categorizar a los residuos líquidos como de actividades baja, media y alta. El principio de esta categorización puede estar basado en la actividad, en factores de descontaminación anteriores a la descarga, o en relación con la concentración máxima permisible.

b) Residuos sólidos

En Francia, los residuos sólidos son clasificados de acuerdo al tipo de recipiente en el cual son almacenados, por lo que la tasa de dosis de exposición es menor que 200 mR/hora al contacto y 10 mR/hora a un metro (pared de concreto de 10 cm - actividad baja, pared de concreto de 40 cm - actividad media, blindaje aislante - actividad alta). En Japón, la

clasificación está basada en la actividad por volumen (mayor que 1 mCi/cc - actividad alta, de 1mCi/cc a 1 μ Ci/cc - actividad intermedia, de 1 μ Ci/cc a 10⁻³ μ Ci/cc - actividad baja).

c) Residuos gaseosos

La experiencia ganada en la clasificación de efluentes gaseosos es muy limitada. Existen diferencias considerables en niveles de actividad y composición de efluentes gaseosos, pero el rango de actividad es estrecho y los métodos de tratamiento son pocos en comparación con los efluentes líquidos. Los efluentes gaseosos no son usualmente clasificados sino sólo descritos por la actividad total y actividad por volumen unitario.

3.1.2.2 SEGÚN SU ACTIVIDAD

A mediados de los años 60, la Comisión de Energía Atómica de los EEUU agrupó arbitrariamente a los desechos sólidos comerciales en tres clases: “alto” significando más de 1000 Ci/pie³ (curies por pie cúbico de desecho); “intermedio” significando 10 a 1000 Ci/pie³; y “bajo” significando menos de 10 Ci/pie³ [2]. La clasificación para líquidos fue la siguiente:

Tabla N° 3.1

| CATEGORIA | ACTIVIDAD Ci/m³ |
|-----------------------------|-----------------------------------|
| Desecho de nivel alto | Mayor que 100 |
| Desecho de nivel intermedio | 100 a 5 × 10 ⁻⁵ |
| Desecho de nivel bajo | menor que 5 × 10 ⁻⁵ |

El Instituto Americano de Ingenieros Químicos (AIChE - American Institute of Chemical Engineers) desarrolló en 1967 un conjunto de categorías basado en las concentraciones máximas permisibles en el agua para desechos líquidos y la incorporación máxima permisible trimestral para sólidos. El sistema

reconoció las diferencias de radiotoxicidad para varios radionucleidos a través de este uso. Para los desechos que contienen radionucleidos no identificados, se recomendaron las siguientes categorías:

Tabla N° 3.2. CATEGORIAS DE LOS DESECHOS RADIATIVOS SEGÚN AIChE (1967)

| CATEGORIA | ACTIVIDAD EN LÍQUIDOS (Ci/m ³) | ACTIVIDAD EN SÓLIDOS (Ci/Kg) |
|-----------------------------|---|--------------------------------|
| Desecho de nivel alto | Mayor que 1000 | Mayor que 70 |
| Desecho de nivel intermedio | 1000 a 0.1 | 70 a 0.007 |
| Desecho de nivel bajo | Menor que 0.1 | Menor que 0.007 |

Desde el punto de vista del daño causado, en la clasificación de efluentes gaseosos, la actividad total descargada es el aspecto importante y no su concentración. Pero ya que la actividad total no tiene usualmente ningún significado en el manejo de desechos gaseosos, se acepta que la clasificación por concentración de actividad ofrece la única solución. Las categorías propuestas para los desechos gaseosos en el Technical Reports Series N° 101 (OIEA 1970) [3] son resumidas en la tabla N° 3.3.

Tabla N° 3.3. CATEGORIAS DE LOS DESECHOS GASEOSOS SEGÚN OEIA (1970)

| CATEGORIA | NIVEL DE ACTIVIDAD A (Ci/m ³) | OBSERVACIONES |
|-----------|--|---|
| 1 | $A \leq 10^{-10}$ | Efluentes no tratados usualmente |
| 2 | $10^{-10} < A \leq 10^{-6}$ | Efluentes usualmente tratados por filtración |
| 3 | $10^{-6} < A$ | Efluentes usualmente tratados por otros métodos |

Las categorías de los desechos radiactivos líquidos contienen cinco clases y fue un compromiso entre los requerimientos del tratamiento de desechos en los establecimientos de investigación las plantas industriales que tratan combustible

nuclear irradiado. Las categorías propuestas en TRS-101 para los desechos líquidos son resumidas en la tabla N° 3.4.

**Tabla N° 3.4. CATEGORIAS DE LOS DESECHOS LIQUIDOS
SEGÚN OEIA (1970)**

| CATEGORIA | NIVEL DE ACTIVIDAD A ($\mu\text{Ci}/\text{m}^3$) | OBSERVACIONES |
|-----------|---|------------------------|
| 1 | $A \leq 10^{-6}$ | Normalmente no tratado |
| 2 | $10^{-6} < A \leq 10^{-3}$ | No requiere blindaje |
| 3 | $10^{-3} < A \leq 10^{-1}$ | Blindaje posible |
| 4 | $10^{-1} < A \leq 10^4$ | Blindaje necesario |
| 5 | $10^4 < A$ | Tratamiento necesario |

Mientras que en la clasificación de los efluentes líquidos se toma en cuenta principalmente el tratamiento y la descarga en el medio ambiente, para los desechos sólidos se debe considerar nuevos factores, tales como manipuleo, almacenaje y transporte antes y después del tratamiento.

La categorización de los desechos radiactivos sólidos fue recomendada usando una función de la tasa de dosis de radiación en la superficie para emisores $\beta - \gamma$.

Las categorías propuestas en TRS-101 para los desechos sólidos están resumidas en la tabla N° 3.5.

**Tabla N° 3.5. CATEGORIAS DE LOS DESECHOS SOLIDOS
SEGÚN OIEA (1970)**

| CATEGORIA | DOSIS DE RADIACION SOBRE LA SUPERFICIE DE LOS RESIDUOS D (R/h) | OBSERVACIONES |
|-----------|---|---|
| 1 | $D \leq 0.2$ | Emisores $\beta - \gamma$ dominantes |
| 2 | $0.2 < D \leq 2$ | Emisores α insignificantes |
| 3 | $2 < D$ | |
| 4 | Actividad α expresada en Ci/m^3 | Emisores α dominantes Emisores $\beta - \gamma$ insignificantes |

El OEIA, para tomar en cuenta el tiempo de vida de los nucleidos en toda clasificación para evacuación, definió en 1981 cinco clases cualitativas (véase la tabla N° 3.6):

- I. Nivel alto, con contaminantes de largo período de semidesintegración.
- II. Nivel intermedio, con contaminantes de largo período de semidesintegración.
- III. Nivel bajo, con contaminantes de largo período de semidesintegración.
- IV. Nivel intermedio, con contaminantes de corto período de semidesintegración.
- V. Nivel bajo, con contaminantes de corto período de semidesintegración.

Tabla N° 3.6. CARACTERÍSTICAS GENERALES DE LOS DESECHOS RADIATIVOS CON MIRAS A SU EVACUACIÓN (1981)

| Categoría del Desecho | Rasgos Importantes |
|--|--|
| I. Nivel alto, vida larga | β / γ alto α significativo Radiotoxicidad alta Emisión alta de calor |
| II. Nivel intermedio, vida larga | β / γ intermedio α significativo Radiotoxicidad intermedia Emisión baja de calor |
| III. Nivel bajo, vida larga | β / γ bajo α significativo Radiotoxicidad baja / intermedia Emisión insignificante de calor |
| IV. Nivel intermedio, vida corta | β / γ intermedio α insignificante Radiotoxicidad intermedia Emisión baja de calor |
| V. Nivel bajo, vida corta | β / γ bajo α insignificante Radiotoxicidad baja Emisión insignificante de calor |
| Las características son cualitativas y pueden variar en algunos casos. El término "Insignificante" indica que la característica puede ser generalmente ignorada para propósitos de evacuación. | |

Desechos de período corto y de período largo: Estos términos se refieren al período de semidesintegración de un elemento radiactivo determinado. Los elementos cuyos períodos de semidesintegración son superiores a unos 30 años se consideran normalmente como de período largo.

Desechos de actividad baja: Estas sustancias contienen una cantidad despreciable de radionucleidos de período largo. Son producidos por las actividades nucleares pacíficas en la Industria, la Medicina y la Investigación, y por la explotación de reactores nucleares. Estos desechos pueden comprender artículos y materiales como guantes, paños, vidrio, herramientas pequeñas, papel y filtros, debidamente embalados que han sido contaminados con sustancias radiactivas.

Desechos de actividad intermedia: Estos materiales presentan niveles de radiactividad y de contenido térmico inferiores a los correspondientes a los desechos de actividad alta, pero todavía se les debe aislar y blindar durante la manipulación y el transporte.

Desechos de actividad alta: Estos desechos se producen como consecuencia de la reelaboración de combustibles gastados de reactores nucleoelectrónicos, proceso mediante el cual puede recuperarse Uranio y Plutonio para volver a utilizarlo. Los desechos contienen elementos transuránicos, así como los productos de fisión, que son altamente radiactivos, termógenos y de período largo.

3.2. LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN EL ÁMBITO MUNDIAL

Los desechos radiactivos en Bélgica vienen principalmente de las plantas de generación eléctrica nuclear, de reprocesamiento, y de fabricación de combustible nuclear.

En Canadá, así como en Finlandia, Suiza y Suecia, los desechos radiactivos vienen principalmente de las plantas nucleares de generación eléctrica y en pequeñas cantidades de la industria, hospitales e institutos de investigación.

En Alemania, existen 14 reactores de agua presurizada (PWR) y 5 reactores de ebullición (BWR) en operación. Los usuarios principales de materiales radiactivos en el campo de la investigación y desarrollo operan reactores de investigación, aceleradores, y fuentes de radiación, desarrollan prácticas con sustancias radiactivas o están involucrados en el desarrollo de componentes para el ciclo de combustible nuclear. Los desechos que vienen de la medicina, tecnología y uso militar son elevados en una cantidad considerable en total pero en porciones relativamente pequeñas.

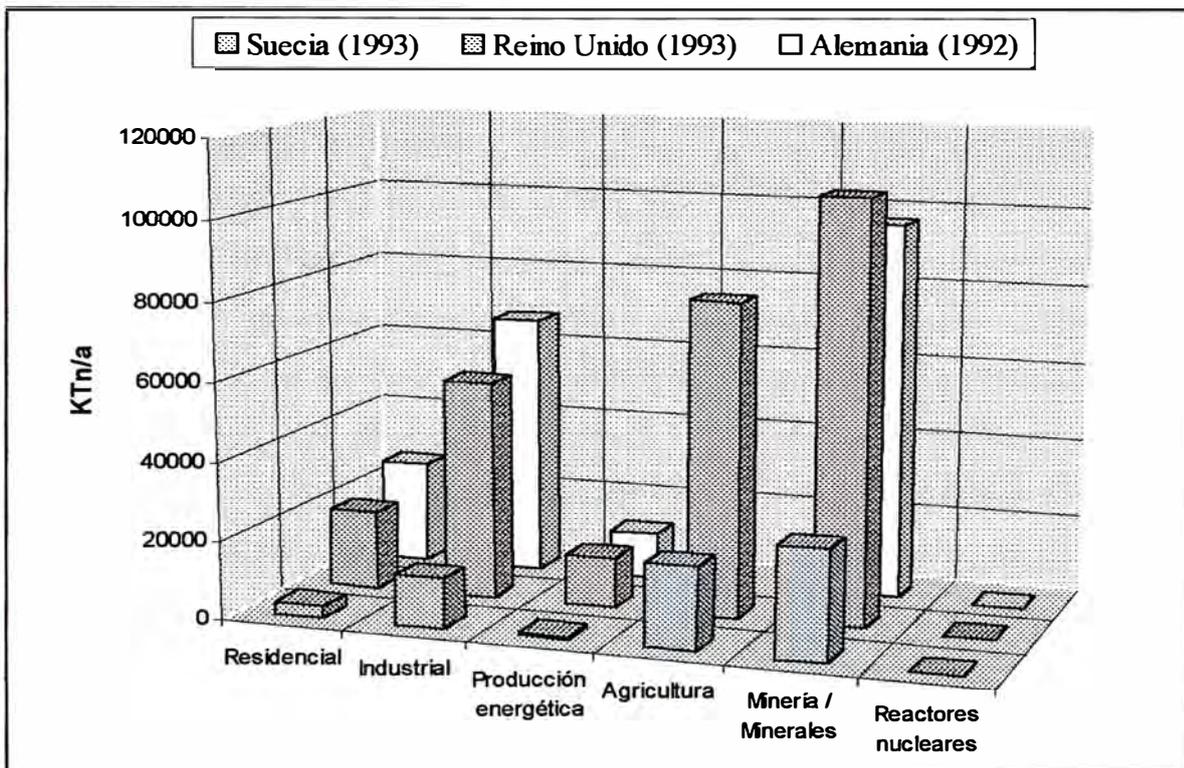
En el Reino Unido, los productores principales de desechos radiactivos son:

- British Nuclear Fuels plc , que se encarga del ciclo de combustible nuclear. También opera los reactores de Magnox (reactores térmicos moderados de grafito enfriados por gas de dióxido de carbono) y una instalación de disposición final de LLW.
- Nuclear Electric plc, que opera reactores Magnox, reactores avanzados enfriados por gas (AGRs), una variedad de emplazamientos y el primer reactor comercial de agua presurizada del Reino Unido (PWR).
- Scottish Nuclear Ltd, que opera AGRs y es responsable de la clausura de la estación Magnox en Hunterston A, que fue cerrada en 1990.
- Amersham International plc, que proporciona productos y servicios para uso en el cuidado de la salud, investigación de ciencias de la vida, y control de la calidad y seguridad en la industria y medio ambiente.
- Urenco, que opera plantas de enriquecimiento de uranio.
- United Kingdom Atomic Energy Authority, que al igual que el Ministerio de Defensa, operan una variedad de emplazamientos.

El valor del volumen o peso de los residuos generados por la energía nucleoelectrónica en comparación con los producidos por el resto de las cadenas

energéticas y, en general con otras actividades, es muy bajo (véanse los gráficos N° 3.1 y N° 3.2).

Gráfico N° 3.1. TASAS DE GENERACIÓN DE DESECHOS ESTIMADAS PARA TRES PAÍSES



Fuente: Foro Nuclear N° 354, 01 Febrero 1997

En Japón, los principales productores de desechos radiactivos son:

- Diez servicios eléctricos Japoneses que operan 48 reactores nucleares de generación eléctrica (NPRs) y están construyendo cuatro reactores más.
- La Power and Nuclear Fuel Corporation que se ocupa del reprocesamiento, e investigación y desarrollo para la disposición final de HLW.
- EL Instituto de Investigación de Energía Atómica del Japón, que opera siete reactores de investigación.
- Las plantas de fabricación de combustible nuclear.

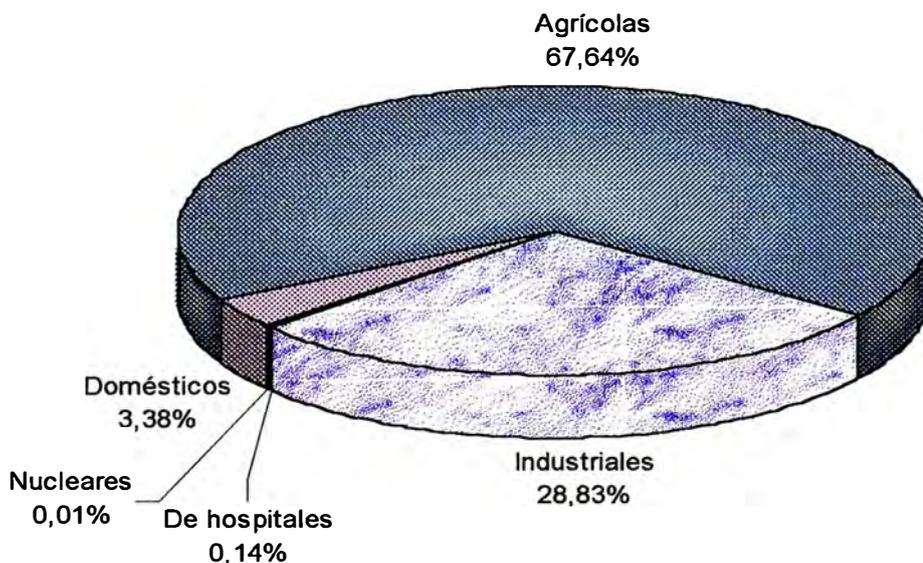
- La Japan Isotope Association, la cual es un productor de radioisótopos para la investigación médica y usos industriales.

En Holanda, existen dos plantas nucleares de generación eléctrica y dos reactores nucleares de investigación; la cantidad total de desecho generado es por lo tanto relativamente pequeña. El volumen de desechos producidos por otros usuarios de materiales radiactivos en investigación, medicina e industria es relativamente importante e igual al volumen de desechos producidos por las plantas nucleares de generación eléctrica.

Los desechos radiactivos de los Estados Unidos de América son generados de una amplia variedad de fuentes que incluyen: el ciclo de combustible nuclear, actividades de investigación, programas de defensa nacional, hospitales y universidades, usos industriales de radioisótopos, minería y otras actividades.

En Francia, los desechos radiactivos vienen de varias fuentes: Minas de uranio, fábricas de enriquecimiento, instalaciones de reprocesamiento y reciclaje, plantas nucleares de generación eléctrica, laboratorios y reactores de investigación [2].

Gráfico N° 3.2. PRODUCCIÓN ANUAL DE DESECHOS EN FRANCIA



Fuente: CLEFS N° 34, Hiver 1996-1997

3.3. RIESGOS Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

3.3.1. RIESGO

3.3.1.1. DEFINICIÓN

El riesgo es la probabilidad de que un individuo determinado experimente un efecto estocástico dado, como resultado de una exposición a la radiación. Es igual al producto de la probabilidad de exposición a una tasa de dosis anual determinada por la probabilidad de que se produzca un efecto sobre la salud debido a dicha dosis.

3.3.1.2 CARACTERÍSTICAS DE LOS DESECHOS RADIATIVOS ASOCIADAS AL RIESGO

En general, existen tres características de los desechos radiactivos que determinan su daño potencial y de ahí la forma como deben ser manejados.

- a) La primera característica es el nivel de actividad del material radiactivo, la cual es típicamente medida en bequerelios o desintegraciones por segundo. Para un material dado, cuanto más alto sea el nivel de actividad será mayor el daño potencial.
- b) La segunda característica es la cantidad de calor generado por el material. Los sistemas de disposición final de desechos de nivel alto están diseñados para considerar el calor emitido por el desecho.
- c) La tercera característica de interés es el período de semidesintegración, o el tiempo tomado por el material para perder la mitad de su radiactividad. Más de un ciento de radionucleidos diferentes son generados durante la

operación del reactor. Sus vidas medias varían desde menos de un segundo hasta millones de años.

3.3.1.3 FORMAS DE REDUCIR EL RIESGO DE IRRADIACIÓN EXTERNA

Cuando una persona está frente a una fuente radiactiva, debe tener presente que, utilizando tres parámetros de radioprotección puede reducir el riesgo de irradiación externa, es decir que recibirá el mínimo necesario. Estos parámetros son:

a) Distancia

Debe mantenerse lo más alejado posible de la fuente radiactiva; ya que al aumentar la distancia, se reduce la intensidad de radiaciones que llegan al operador.

b) Tiempo

Debe permanecer el menor tiempo posible cerca de una fuente radiactiva, porque en un menor tiempo de permanencia frente a la fuente recibirá menos cantidad de radiaciones o partículas ionizantes. Además, puede esperar a que disminuya la actividad del elemento radiactivo (si tiene período de semidesintegración relativamente corto); ya que si pasa el tiempo su intensidad disminuirá.

c) Blindaje

Si se interpone una barrera entre un individuo y el material radiactivo, que puede ser ladrillos de plomo, paredes de concreto, etc., la intensidad de las radiaciones disminuirá de acuerdo a la capacidad de atenuación que tenga el

material que esté utilizando, esto se debe a que las radiaciones pueden ser absorbidas o atenuadas cuando interactúan con la materia.

3.3.2. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

3.3.2.1 DEFINICIÓN

Es el conjunto de normas legales, métodos y medidas destinadas a prevenir o minimizar los riesgos que podrían derivarse de la exposición a las radiaciones ionizantes tanto en el interior como en el exterior de zonas donde existan fuentes de radiación.

3.3.2.2 REQUISITOS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

La finalidad principal de la protección radiológica consiste en el logro y el mantenimiento de condiciones aceptablemente seguras para las actividades que entrañen exposición del ser humano a las radiaciones.

Las Normas básicas de seguridad requieren el uso de un sistema de limitación de dosis para restringir las exposiciones; este sistema comprende:

a) Justificación

Con el fin de evitar la exposición innecesaria, no será aprobada por las autoridades competentes ninguna práctica que entrañe exposición a las radiaciones ionizantes, a menos que su introducción produzca un beneficio neto positivo.

Este requisito debe aplicarse a la actividad que da origen a los desechos, y no a la gestión de desechos aisladamente.

b) Optimización de la protección radiológica

La concepción, planificación y uso y aplicación subsiguientes de las fuentes y prácticas deberá realizarse de forma que asegure que las exposiciones se reduzcan al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse (ALARA), habida cuenta de los factores económicos y sociales.

c) Limitación de la dosis

Las dosis recibidas por los individuos no deberán rebasar los límites recomendados por las autoridades pertinentes para las circunstancias apropiadas (véase la tabla N° 3.7).

Tabla N° 3.7. LÍMITES DE DOSIS

| Categoría | Límites de dosis efectiva recomendados por la CIPR (mSv/a) | |
|---|--|-------------------|
| | 1977 (antiguos) | 1991 (actuales) |
| Trabajadores expuestos ocupacionalmente | 50 | 20 ⁽¹⁾ |
| Miembros del público | 5 | 1 ⁽²⁾ |

Notas

(1) 20 mSv/a como promedio, sobre un período de 5 años, con no más de 50 mSv en un solo año.

(2) 1 mSv/a, o en circunstancias especiales 1 mSv/a promediado en 5 años.

Los requisitos indicados en a) y b) se aplican cuando es seguro que ocurrirá algún grado de exposición a las radiaciones y la fuente o la práctica de que se trate están bajo el control de una autoridad pertinente. Cabe señalar que la optimización implica fundamentalmente las dosis colectivas más que las individuales. Deben tenerse en cuenta las dosis futuras procedentes de prácticas actuales con fines tanto de optimización como de limitación de las dosis individuales.

Algunas prácticas de gestión de desechos, por ejemplo la disposición final de desechos de período largo en algún tipo de recipiente de contención, no resultarán necesariamente en la exposición del ser humano pero pueden tener una

probabilidad estadística, aunque pequeña, de que ello pueda suceder en algún momento del futuro. Los requisitos indicados en a) y b) no pueden aplicarse directamente a tales sucesos probabilísticos. No existe todavía un consenso internacional con respecto a los criterios de seguridad aplicables a dichas circunstancias pero algunos estudios autorizados recomiendan que la protección de individuos se exprese en términos de riesgo, definiéndose éste como el producto de la probabilidad de exposición y la probabilidad de exposición y la probabilidad de que las dosis recibidas provoquen efectos perjudiciales para la salud. Asimismo, se sugiere que las autoridades pertinentes juzguen las prácticas de disposición final de desechos teniendo en cuenta el límite de riesgo para los individuos del público que corresponda al riesgo asociado a las recomendaciones actuales de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) en materia de límites de dosis. Por otra parte, se considera que la optimización puede proporcionar orientación y establecer preferencias claras en cuanto a la elección entre varias estrategias posibles de gestión de desechos, aunque no necesariamente con respecto a la adopción de decisiones definitivas.

3.3.2.3 REQUISITOS RELATIVOS A LA PROTECCIÓN DEL MEDIO AMBIENTE

Se considera probable que el nivel de seguridad requerido para la protección radiológica de los seres humanos resulte adecuado para proteger a otras especies, aunque no necesariamente a cada individuo de esas especies. Por consiguiente la CIPR opina que si se protege adecuadamente al hombre entonces es probable que los otros seres vivos también resulten protegidos. El enfoque sobre los humanos ha sido justificado, desde un punto de vista histórico, y el nivel general de protección tanto de los humanos como –indirectamente– del medio ambiente ha sido realizado a través de la aplicación del principio ALARA. Sin embargo, los progresos en la ciencia, incluyendo la biología de la radiación, el sentimiento público, la ética, así como el desarrollo conceptual dentro del área de

protección del medio ambiente en general, han dirigido discusiones sobre si se deben desarrollar normas propias para la protección del medio ambiente.

Existen diferentes recomendaciones internacionales, pero en general, el objetivo de la protección del medio ambiente puede ser resumido en tres puntos:

- La salud humana debe ser protegida.
- La diversidad biológica debe ser protegida.
- Los recursos biológicos deben ser posibles de explotarse de una manera sostenible.

Algunos aspectos no radiactivos de las operaciones de gestión de desechos pueden tener efectos nocivos para el medio ambiente. El emplazamiento, diseño, construcción, explotación y actividades posteriores a ésta deberían estar en conformidad con la respectiva política nacional.

En general, las metas y principios ambientales serían aplicados sobre el área completa de la gestión de desechos radiactivos, incluyendo la gestión de desechos descargables, disponibles y residuales.

CAPÍTULO IV

GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

4.1. INTRODUCCIÓN

Los desechos que son generados existen en tanta variedad de formas, actividad y tipo de contaminación como en el tipo de actividad que los genera.

Los desechos radiactivos son generados virtualmente por todas las actividades que utilizan materiales radiactivos como parte de su proceso de operación (véase punto 4.3). Tales actividades incluyen todos los pasos en el ciclo de combustible nuclear (actividades asociadas con la generación de poder nuclear) y otras actividades fuera del ciclo de combustible. En algunos casos, los desechos radiactivos son también generados por el procesamiento de materiales naturales que contienen radionucleidos de ocurrencia natural. Desde el punto de vista de la generación mundial de desechos radiactivos, las actividades del ciclo de combustible han dominado a las demás actividades.

En general, hay dos grupos de actividades en las que se producen residuos radiactivos:

El primer grupo corresponde a las aplicaciones energéticas de la energía nuclear, o sea, a la producción de energía eléctrica, como se verá más adelante. Es el grupo más importante. Las etapas que constituyen el ciclo de combustible nuclear y las centrales nucleares donde se quema este combustible son las grandes productoras de residuos radiactivos. Además, habrá que sumar aquí los residuos que se produzcan cuando haya que descontaminar y desmantelar las centrales nucleares del ciclo de combustible, como son las propias plantas de tratamiento de residuos. En volumen, más del 95% de los residuos radiactivos tienen esa procedencia.

El segundo grupo lo integran las aplicaciones no energéticas de la energía nuclear y está relacionado con cuatro tipos de actividades: la producción de isótopos radiactivos, la investigación, la medicina y la industria. Este grupo se conoce como el de “pequeños productores” porque incluso en los países de tecnología avanzada, donde las actividades reseñadas están muy desarrolladas, el volumen de residuos radiactivos que generan es pequeño comparado con el originado en la producción de energía nucleoelectrica, pudiendo afirmarse que siempre es menor al 10% del total, sin que esto quiera decir que su gestión deba ser menos rigurosa.

4.2. TIPOS DE PLANTAS NUCLEARES

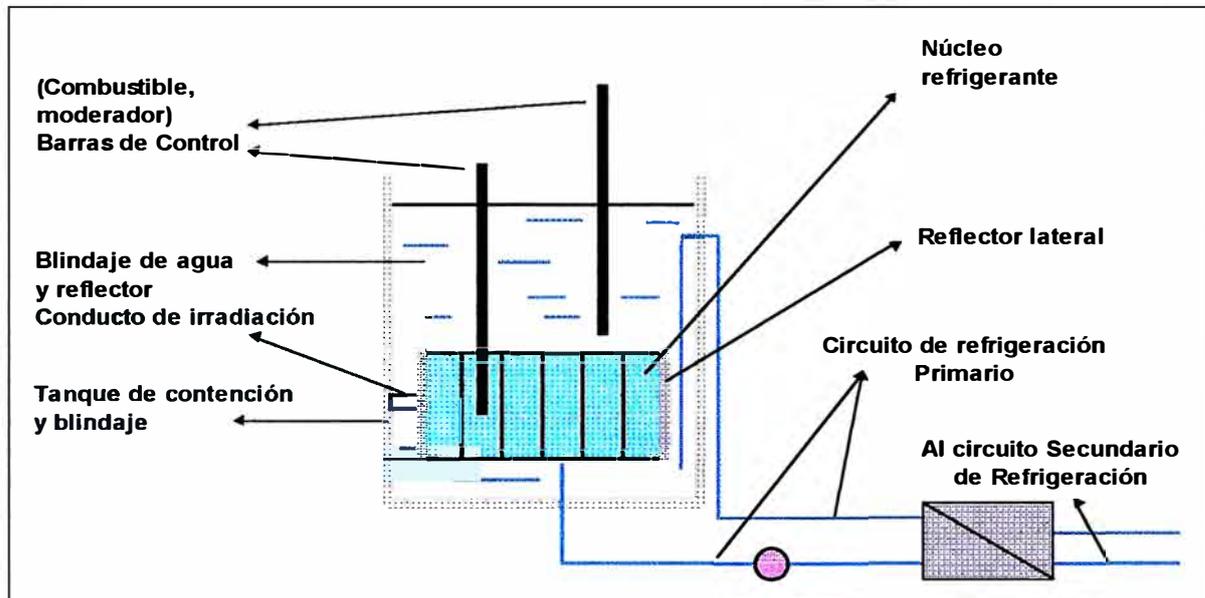
Se dividen en dos grandes grupos:

- a) Plantas de reactores de investigación
- b) Plantas nucleoelectricas

A) REACTORES DE INVESTIGACIÓN

Son aquellos que están diseñados para aprovechar los flujos de neutrones, de radiación gamma, etc. (véase el esquema N° 4.1); pero en los cuales la generación de energía no es un propósito. Estos reactores no son para investigación exclusivamente, ya que la mayoría tienen otros objetivos, tales como la producción de radioisótopos, el entrenamiento de personal, la enseñanza, etc.

Esquema N° 4.1. REACTOR DE INVESTIGACIÓN TÍPICO



B) PLANTAS NUCLEOELÉCTRICAS

B.1) DESCRIPCIÓN

Los **reactores de generación eléctrica** tienen un propósito muy definido: la generación de energía eléctrica a costos aceptables; es decir, que sean competitivos con otros medios de generación eléctrica.

Una planta nucleoelectrica es fundamentalmente igual a una termoeléctrica convencional, siendo la única diferencia importante que el vapor, que en el caso de la convencional es suministrado por una caldera, en el de la nuclear lo provee un reactor con un generador de vapor.

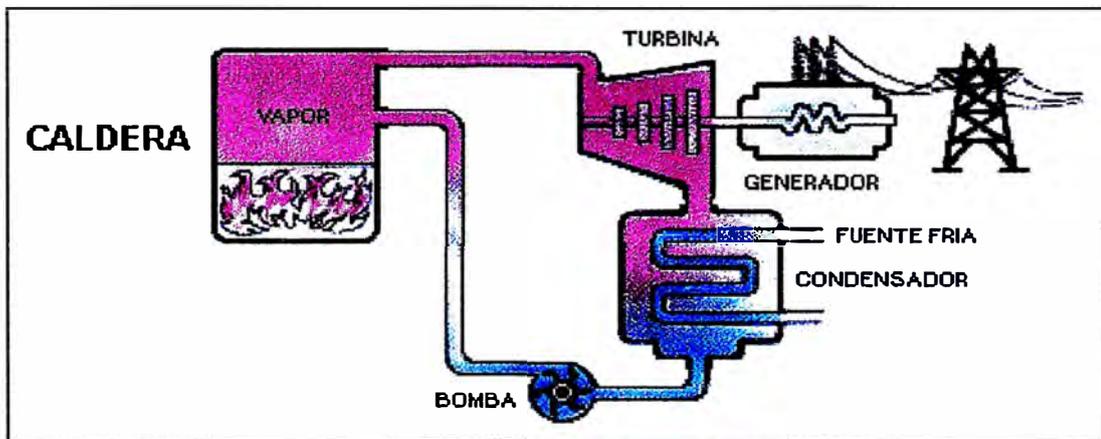
En la *planta convencional* (véase el esquema N° 4.2), se tiene un recipiente con agua (caldera), abajo del cual se quema un combustible fósil, ya sea combustóleo o carbón, o incluso gas natural.

Al calentarse el agua del recipiente, se genera vapor que se conduce por una tubería hacia el turbo generador. Al entrar en la turbina, el vapor que se encontraba a presión se expande, haciendo girar la turbina. El vapor ya sin presión

pasa a un condensador, en el que se enfría lo suficiente para que se condense y vuelva a ser agua, que se bombea para que regrese al recipiente y se vuelva a convertir en vapor a presión. De esta forma, se establece un circuito continuo.

La turbina está acoplada a un generador eléctrico, de tal suerte que se está generando electricidad.

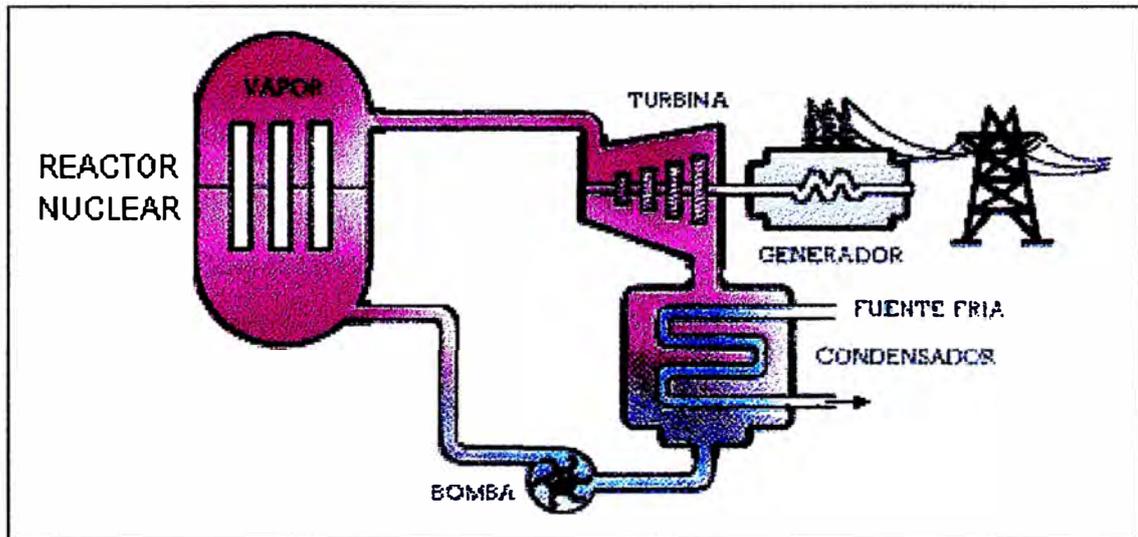
Esquema N° 4.2. CENTRAL TÉRMICA CONVENCIONAL



En la *planta nucleoelectrica* (véase el esquema N° 4.3), el proceso es el mismo, sólo que en lugar de quemar el combustible se está produciendo fisiones en el uranio de los elementos combustibles que están siendo enfriados por agua que circula alrededor de ellos llevándose el calor (energía térmica) hacia fuera del núcleo del reactor. El agua que se calienta en el núcleo no hierve porque se mantiene a una presión muy alta dentro de un circuito que se llama primario. Sin embargo, el agua pasa por un generador de vapor en donde transmite energía a un circuito secundario que, estando a una presión menor, permite que el agua que contiene se transforme en vapor. De ahí en adelante el proceso se repite, el vapor mueve la turbina, se condensa y regresa al generador del vapor.

El balance global en la nucleoelectrica sería el siguiente: por un lado, se está quemando uranio (extrayendo energía nuclear) y por el otro lado, se está obteniendo energía eléctrica.

Esquema N° 4.3. CENTRAL NUCLEAR



B.2) TIPOS DE REACTORES DE GENERACIÓN ELÉCTRICA

a) Reactor de agua a presión (PWR)

En este reactor el agua se utiliza como moderador y como refrigerante. El combustible es uranio enriquecido en forma de óxido.

El agua de refrigeración, que circula a gran presión, lleva la energía térmica desprendida en el núcleo del reactor a un intercambiador de calor, donde se genera el vapor que alimentará al turbogruppo.

b) Reactor de agua hirviente (BWR)

En este reactor el agua se utiliza como moderador y como refrigerante. El combustible es uranio enriquecido en forma de óxido. En este tipo de reactor la ebullición del agua ligera tiene lugar en el interior del núcleo del reactor, en el que la presión es inferior al sistema anterior. El vapor producido se separa del caudal del agua refrigerante por medio de unos separadores y unos secadores y a continuación fluye a la turbina.

c) Reactor PHWR – CANDU (Reactor de agua pesada - uranio natural)

El reactor tipo CANDU (Canadian Deuterium Uranium) es conceptualmente muy diferente de los anteriores. El combustible es uranio natural, en forma de óxido, envuelto en tubos de circonio aliado. Su principal característica es que el moderador y el refrigerante son agua pesada.

En su diseño más común, los tubos de combustibles van introducidos en una vasija que contiene al moderado, agua pesada. El refrigerante, también agua pesada, se mantiene a presión para que no entre en ebullición produciéndose el vapor en unos cambiadores de calor por los que circula agua ligera.

d) Reactor de grafito-gas

Este tipo de reactores usan grafito como moderador y CO₂ como refrigerante. Mientras que los primeros reactores de este tipo emplearon uranio natural en forma metálica, los actuales denominados avanzados de gas (AGR) utilizan óxido de uranio enriquecido; y los denominados reactores de alta temperatura (HTGR), usan helio como refrigerante.

4.3. GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Se generan de cinco actividades fundamentales:

- a) Extracción y tratamiento del uranio.
- b) Actividad del ciclo del combustible natural.
- c) Clausura de centrales nucleares.
- d) Usos institucionales de los isótopos radiactivos.
- e) Desechos generados por fuentes selladas de radiación.

4.3.1. EXTRACCIÓN Y TRATAMIENTO DEL URANIO

La disposición final de grandes cantidades de desechos procedentes de las operaciones de extracción y tratamiento, sí tiene consecuencias sobre el medio ambiente a causa de los largos períodos de semidesintegración y fácil disponibilidad de los radionucleidos tóxicos Ra-226 y Rn-222.

Todos los desechos generados por la extracción del mineral de uranio se tratan antes de que tengan cualquier clase de liberación, como es el caso del aire procedente de la ventilación de la mina que está contaminada con radón y con nucleidos hijas de éste, y en cierta medida con polvo de mineral, polvo de escombros y humos.

La disposición final de las colas de tratamiento suele realizarse en el emplazamiento, por lo general cubriendo las colas con tierra y vegetación, y si es necesario protegerlos por otros medios, de modo que se evite su dispersión por el viento, el agua o por cualquier actividad humana. Además dichas zonas deben registrarse ante las autoridades catastrales locales y estatales, imponiéndose a perpetuidad restricciones a su futuro uso y aprovechamiento.

4.3.2. ACTIVIDAD DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

En las operaciones de purificación y enriquecimiento (véase el diagrama N° 4.1), los productos químicos tóxicos no radiactivos que se encuentran en los efluentes líquidos y gaseosos suponen un problema más grave de los contaminantes radiactivos. Existen técnicas y métodos industriales de probada eficacia para evitar la contaminación ambiental causada por los disolventes orgánicos, los nitratos, los sulfatos, el amoníaco, los cloruros y los fluoruros, el flúor y otros productos químicos empleados en la purificación y enriquecimiento. El uranio agotado procedente de las plantas de enriquecimiento no se considera normalmente un desecho, se recupera y se almacena.

El equipo inicial de la purificación de uranio y el que se utiliza en los tratamientos para convertir el uranio purificado en hexafluoruro de uranio puede con el tiempo llegar a ser radiactivo debido a una acumulación de las trazas de elementos radiactivos existentes todavía en los concentrados de uranio y en el uranio refinado. Estos radionucleidos quedan adsorbidos o forman una lámina en las superficies del equipo y se concentran especialmente en las cenizas restantes del proceso de producción del hexafluoruro de uranio. Dicho equipo y otros materiales se evacúan en emplazamiento seguro y adecuado.

En la fabricación de combustible a base de uranio, el principal problema lo generan los elementos y productos químicos no radiactivos que se utilizan en su elaboración, el uranio se recupera de los desechos siendo mínima las concentraciones de uranio en los efluentes de las plantas de fabricación de combustible a base de uranio.

El equipo contaminado por el uranio puede descontaminarse fácilmente para ser evacuado en condiciones de seguridad o para su posterior reutilización.

Los residuos generados en centrales nucleares, están principalmente contaminados por radionucleidos producidos por activación neutrónica de elementos radiactivos que es la mayor fuente de desechos radiactivos que necesitan tratamiento en el emplazamiento mismo de la central nuclear. Esta captura neutrónica tiene lugar en los productos de corrosión y en otras impurezas presentes en el refrigerante que circula a través del núcleo del reactor, así como los componentes estructurales del reactor que están expuestos a elevados niveles de irradiación. Pueden encontrarse también productos radiactivos de fisión en el refrigerante del reactor y en la piscina de almacenamiento como resultado de un fallo ocasional en las vainas del combustible.

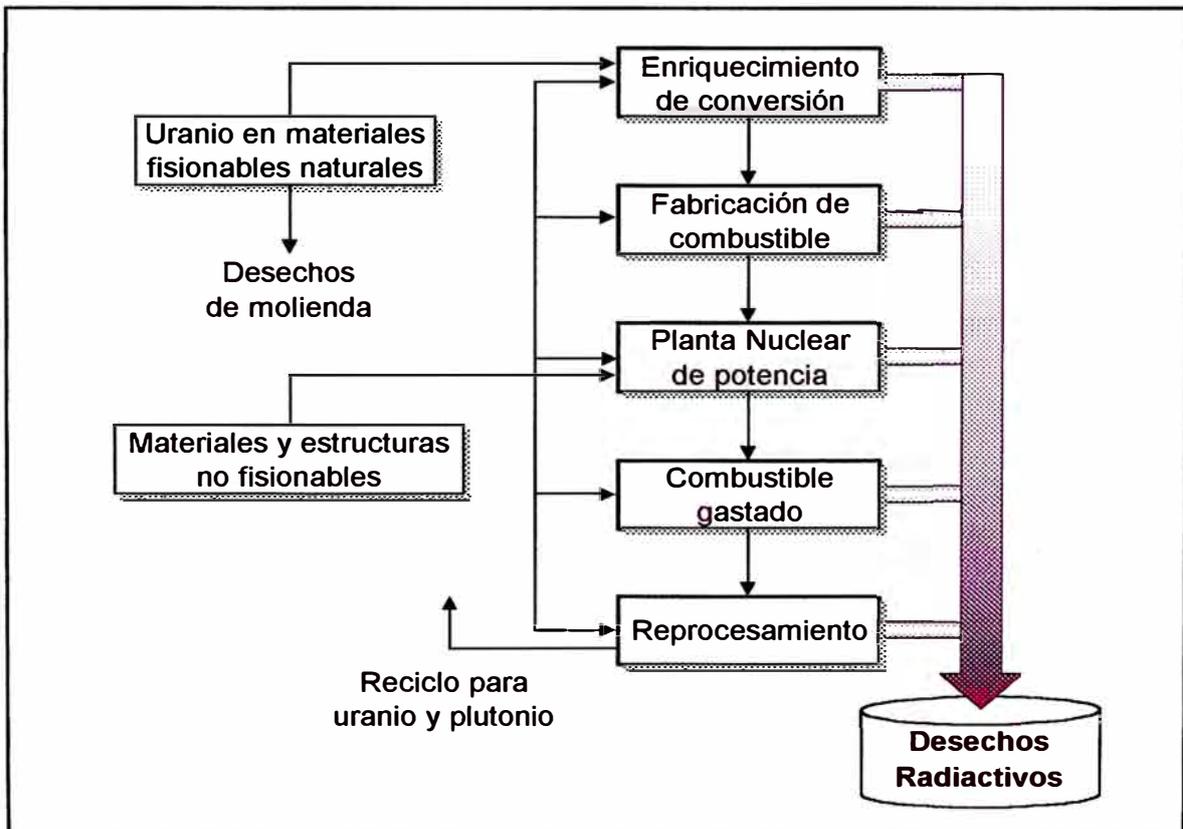
Los compuestos radiactivos que crean mayor problema son los productos de fisión resultante de la fisión nuclear en los elementos combustibles. Estos productos de fisión se liberan en la planta de reelaboración del combustible, donde las vainas del combustible se disuelven por ataque químico o se rompen por acciones mecánicas y se disuelve el combustible en solución acuosa. Los productos

solubles de fisión se disuelven en solución acuosa junto con el uranio y plutonio no quemado. Los productos de fisión gaseosos se descargan también al conjunto de gases de escape de la planta durante las operaciones de rotura y disolución.

Los radionucleidos que quedan en la solución después de la recuperación del uranio y del plutonio son los productos de fisión y los actínidos o elementos transuránicos, entre los que se encuentran el plutonio no recuperado y elementos más pesados (Np, Am, Cm, etc.) de la serie de los actínidos formados por captura neutrónica.

Estos elementos transuránicos se desintegran con emisión de partículas alfa. Los productos de fisión y los emisores alfa contaminan todos los materiales con los que entran en contacto, y esta contaminación se propaga mediante los contactos en cadena.

Diagrama N° 4.1. CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR



4.3.3. RESIDUOS DE CLAUSURA DE CENTRALES NUCLEARES

Las instalaciones nucleares así como sus emplazamientos, se contaminan con materiales radiactivos durante la vida operativa, y por lo tanto, al finalizar la vida útil de dichas instalaciones los materiales radiactivos deben ser removidos para dejar el lugar apto para otros usos.

Los residuos de la clausura son aquellos que resultan de la descontaminación, del desmantelamiento de la instalación y sus componentes, así como de la remoción de suelos y pavimentos de áreas contaminadas.

Una proporción importante de los residuos generados son de baja actividad, el resto son de media y alta actividad, dependiendo de las características de la instalación y de los radionucleidos presentes.

Los residuos radiactivos generados básicamente se consideran de la manera siguiente:

- a) **Residuos líquidos**, constituidos por líquidos de la descontaminación, usualmente soluciones diluidas ácidas o alcalinas, concentrados del evaporador y de separadores de membranas.
- b) **Residuos sólidos húmedos**, tales como barros de filtro e intercambiadores agotados.
- c) **Residuos secos combustibles y no combustibles**, la mayor parte de estos residuos provienen del desmantelamiento y remoción de suelos y consisten principalmente de materiales contaminados y materiales estructurales activados y componentes del sistema incluyendo hormigones, grafito, acero de refuerzo y estructurales, acero al carbón e inoxidables y otros materiales metálicos, gomas, plásticos y papel u otros celulósicos.

4.3.4. DESECHOS GENERADOS EN USOS INSTITUCIONALES DE LOS ISÓTOPOS RADIATIVOS

Estas actividades están muy difundidas e incluyen el empleo de radionucleidos y fuentes de radiación en la medicina, la investigación, incluidos reactores de investigación y las instalaciones de ensayo, la industria y la agricultura.

Casi todos generan desechos radiactivos de algún tipo, aunque sólo sea a partir de usos institucionales de los isótopos.

Los desechos procedentes de las actividades mencionadas adoptan diversas formas como son: gaseosa, líquida o sólida y tienen diversas características, y suelen clasificarse por nivel de radiactividad, contenido térmico y riesgo potencial.

4.3.5. DESECHOS GENERADOS POR FUENTES SELLADAS DE RADIACIÓN

a) En la industria

Gran parte de las fuentes de radiación se usan para el control de calidad de los procesos, por ejemplo, la radiografía industrial y las sondas industriales. Los principales radionucleidos que se usan en las radiografías industriales son: Co-60, Ir-192. En las sondas industriales se tienen los radionucleidos como: Sr-90, Kr-85 para medir el espesor y densidad del papel, plásticos y metales delgados y ligeros. Para materiales densos se usan fuentes gamma (Cs-137, Ir-192). El Cs-137 y Co-60 se usan en sondas de nivel.

Las fuentes de Co-60 y Cs-137 de actividad alta se usan para esterilizar guantes, jeringuillas y productos médicos, y también para conservación de alimentos.

b) En la medicina

Las aplicaciones principales son la braquiterapia y la teleterapia

La braquiterapia es la aplicación intersticial o intracavitaria de fuentes radiactivas colocándolas directamente en el tumor o muy cerca de éste. Se usan el Cs-137, Co-60 e Ir-192.

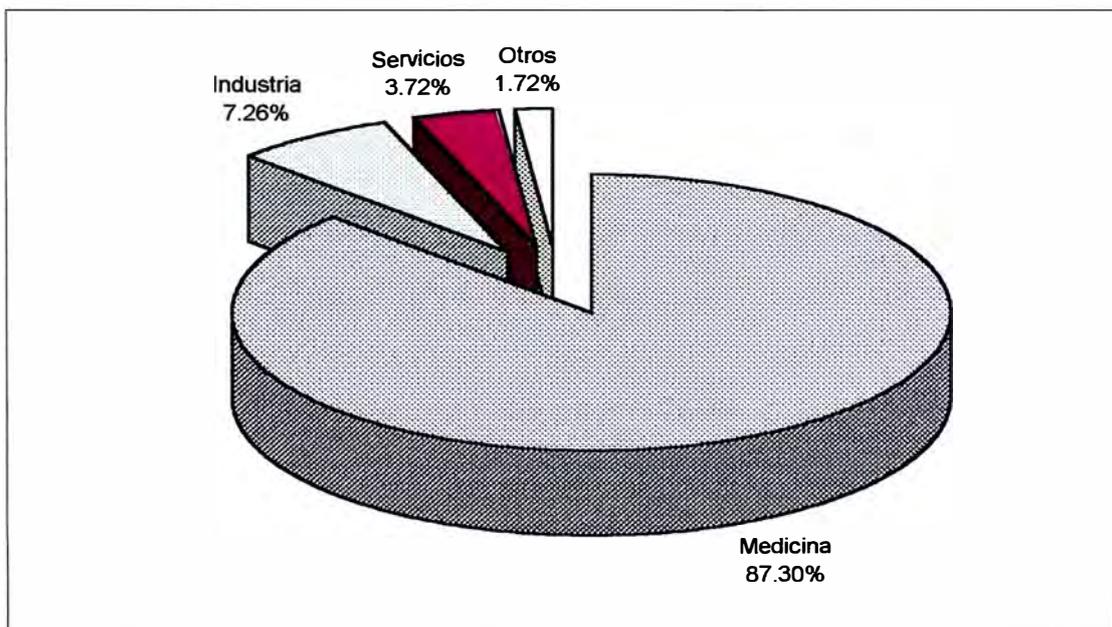
La teleterapia emplea fuentes de Co-60 y Cs-137 de actividad alta.

c) En la investigación

Las aplicaciones de fuentes selladas en la investigación son sumamente variadas, muchas de las fuentes que se utilizan son de actividad baja o de período de semidesintegración corto.

La fuente de Co-60 y Cs-137 se emplean para irradiar o esterilizar materiales y plantas, la fuente de Am-241 y Be o Cs-137 para medir la densidad y la humedad de las instalaciones agrícolas.

Gráfico N° 4.1. USUARIOS DE FUENTES RADIATIVAS EN EL PERÚ



Fuente: Informe Técnico IPEN, 1997

Todas las fuentes de radiación mencionadas, pasan a ser un desecho radiactivo al terminar su vida útil.

4.4. GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN RACSO

Durante varios años, las aplicaciones nucleares, así como la operación del RP-0 produjeron pequeñas cantidades de residuos radiactivos, en la mayoría de los casos estos contenían contaminantes de corto período de semidesintegración. Estos materiales radiactivos tenían bajas concentraciones, menores que los límites establecidos por la normativa nacional, por lo que podían ser desechados directamente al ambiente.

El incremento de las actividades con la puesta en operación del Centro Nuclear RACSO y con la operación del reactor de 10 MW (RP-10) para producir radioisótopos, también produjo la generación de una mayor cantidad de desechos radiactivos. De igual manera, en los últimos años, se incrementaron las aplicaciones nucleares en el país.

4.4.1. FUENTES DE DESECHOS RADIATIVOS

Las principales fuentes de desechos radiactivos generadas en el Centro Nuclear la constituyen la operación del reactor RP-10 y la Planta de Producción de Radioisótopos (PPR). Estas fuentes tienen un tipo de desecho con baja actividad.

4.4.2. DESECHOS RADIATIVOS LÍQUIDOS

Los desechos líquidos provienen de:

- a) **La Planta de Producción de Radioisótopos:** Estos desechos son recolectados en un tanque de concreto de 60 m³ que contiene sólo

radioisótopos de corta vida. Después del tiempo de decaimiento correspondiente los efluentes son descargados a un lecho de infiltración.

- b) **RP-10:** Los desechos líquidos resultan de la regeneración de las resinas de cambio de ion utilizadas para la purificación del agua de enfriamiento del reactor de investigación. El volumen total de mezcla del lecho filtrado usado en el reactor es de casi $0,8 \text{ m}^3$. Después de la regeneración de las resinas, un volumen de efluentes radiactivos entre 10 y 25 m^3 es descargado, el cual es almacenado en un tanque de concreto de 40 m^3 . Luego, a estos desechos líquidos se les hace un tratamiento químico en una planta de precipitación. El lodo resultante de la precipitación es separado del líquido por sedimentación y decantación. El líquido es liberado al lecho de infiltración y el lodo es solidificado con cemento.

Los residuos líquidos producidos tienen los siguientes contaminantes típicos: Fe-55, Fe-59, Cs-134, Cs-137, P-32, S-35, I-131, H-3, C-14. La producción anual es aproximadamente de 100 m^3 (véase la tabla N° 4.1).

El transporte de todos los efluentes radiactivos del tanque de concreto a las trincheras contenidas o a la instalación de tratamiento de desechos es realizado a través de una cañería con una contención doble.

4.4.3. DESECHOS RADIATIVOS SÓLIDOS

Todos los desechos radiactivos sólidos contaminados con radioisótopos de vida corta son descargados a la instalación autorizada (desecho común o pozo de residuos biológicos) después del decaimiento correspondiente del material. Todos los otros desechos contaminados con radioisótopos de vida larga y que sean compresibles, con velocidades de dosis baja, serán tratados por compactación. Compactados y acondicionados los desechos de bajo nivel son dispuestos en

contenedores hacia el área de disposición final de desechos de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos.

Los residuos sólidos producidos tienen los siguientes contaminantes típicos: Co-60, Cs-134, Cs-137, Te-121m, P-32, S-35, I-131, H-3, C-14, Sr-90, Ra-226. La producción anual es aproximadamente de 1.8 m³ (véase la tabla N° 4.1).

Tabla N° 4.1. RESIDUOS PRODUCIDOS EN EL CENTRO NUCLEAR

| Tipo de residuo | Volumen (m ³ /año) | |
|-------------------------------|-------------------------------|---------------|
| | Producido | Acondicionado |
| Líquidos | | |
| Para decaimiento radiactivo | 100 - 150 | - |
| Para tratamiento | 10 | 1 |
| Sólidos | | |
| Compactables | 1.3 | 0.6 |
| No compactables | 0.4 | 0.4 |
| Resinas de intercambio iónico | 0.1 | 0.2 |

CAPÍTULO V

DISPOSICIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS

5.1. INTRODUCCIÓN

A nivel mundial, los actuales emplazamientos de disposición final de desechos radiactivos de actividad baja e intermedia (LILW) abarcan desde instalaciones cerca de la superficie hasta repositorios geológicos artificiales. Más de 100 instalaciones de disposición final de LILW están o han estado en funcionamiento, y más de 42 repositorios se encuentran en alguna etapa del desarrollo en los Estados Miembros del OIEA (véase la tabla N° C.1 del anexo C).

A la par de estos progresos, ha surgido una serie de problemas y retos en los países que buscan opciones para la disposición final de desechos radiactivos. A nivel mundial, el OIEA ha orientado su labor a prestarles asistencia en ese sentido, promoviendo la transferencia de tecnologías, particularmente a los países en desarrollo. Esa labor trae consigo la compilación, resumen y difusión de información técnica actualizada, y el apoyo a programas coordinados de investigación sobre aspectos técnicos específicos.

Selección del emplazamiento

La selección del emplazamiento de una instalación de disposición final de desechos radiactivos se refiere al proceso de selección de un lugar adecuado que tenga en cuenta consideraciones técnicas y de otra índole. La lista de factores técnicos es extensa: geología, hidrología, geoquímica, tectónica y sismicidad, procesos de la superficie, meteorología, sucesos antropógenos, transporte de desechos, aprovechamiento de la tierra, distribución de la población y protección del medio ambiente. Actualmente, otro factor clave es la aceptación pública, sobre

todo en los países industrializados donde la actitud “Ecología, sí; en mi barrio, no”, puede obstaculizar la selección del emplazamiento de cualquier tipo de instalación de disposición final de desechos industriales y no sólo de desechos radiactivos. Esto ha hecho que los proyectistas presten mayor atención a los factores sociales en las primeras etapas del proceso de selección del emplazamiento. En algunos casos, se sitúan los repositorios en emplazamientos donde ya existen instalaciones nucleares; por ejemplo, Drigg (Reino Unido), Centre de la Manche (Francia); Rokkasho (Japón) y Olkiluoto (Finlandia). En algunos países se habla también del concepto de selección del emplazamiento para un repositorio multinacional – regional. Sin embargo, factores políticos y preocupaciones públicas han frenado el desarrollo de repositorios regionales en el mundo.

Actualmente, en todo el mundo se han seleccionado al menos 17 emplazamientos para nuevos repositorios de LILW, algunos de los cuales ya están autorizados o en construcción, mientras en 17 países hay más de 25 en estudio. Uno de esos países es China, donde se proyecta la construcción de 4 repositorios de LILW y se han seleccionado dos emplazamientos para las regiones noroccidental y meridional. El emplazamiento de disposición final de la región noroccidental está situado en una zona árida y poco poblada del Desierto de Gobi. En los EEUU no se ha construido ningún repositorio comercial nuevos para desechos de actividad baja desde que se aprobó la ley de 1980 sobre política de desechos radiactivos de actividad baja. En 8 estados de ese país, el proceso de selección de emplazamientos va avanzando. Ya se han seleccionado 4 emplazamientos, a saber, los de Nebraska (Central Interstate Compact), Carolina del norte (Southeast Compact), California (Southwest Compact) y Texas (Texas Compact, pendiente), los cuales se encuentran ahora en proceso de concesión de licencias.

A fin de procurar la aceptación pública, los países adoptan diversos tipos de medidas. En Australia, el proceso de selección de emplazamientos de un repositorio artificial de LILW se caracteriza por un amplio proceso de consultas públicas. En Canadá, donde la oposición de la comunidad demoró la selección del

emplazamiento de una instalación para la disposición final de desechos procedentes de las actividades de refinación de radio y uranio, el gobierno suspendió el primer proceso de selección de emplazamientos y estableció un programa de cooperación de 5 fases, cuya ejecución está a cargo de un grupo de trabajo independiente para la selección del emplazamiento. Este grupo trabaja en estrecha unión con los consejos municipales de las comunidades participantes, así como grupos comunitarios de enlace que sirven de canales de información con el público en general. En Hungría, tras la interrupción de dos intentos de selección de emplazamientos, en 1992 la comisión de Energía Atómica (CEA) de ese país emprendió un proyecto nacional de selección de emplazamientos para la disposición final de LILW. Siguiendo un criterio de voluntariedad, la CEA encontró comunidades que se ofrecieron para situar emplazamientos en sus territorios y en las cuales se han seleccionado 6 de estos. Esas comunidades participarán ahora en investigaciones minuciosas de los emplazamientos. En los EEUU también se han adoptado criterios similares. Por ejemplo, en Connecticut, donde inicialmente hubo que enfrentar la resistencia pública, se modificó el proceso para que el público pudiera participar más en dos aspectos, a saber, “La selección y el control”, lo que puede influir en gran medida en la forma en la que se percibe y recibe el proceso de selección de los emplazamientos.

Factores de diseño

El tipo de repositorio que finalmente se seleccione dependerá de las condiciones geológicas de cada país, así como de los requisitos específicos de disposición final y los métodos de reglamentación. Todos estos factores están vinculados al diseño de la instalación. En general, el diseño se propone limitar la liberación de contaminantes o radionucleidos a la biosfera; reducir al mínimo la exposición de los trabajadores y del público; y lograr que el mantenimiento durante la fase posterior a la clausura sea el menor posible. Estos objetivos pueden lograrse

mediante componentes técnicos como los bultos de desechos, las estructuras artificiales, el emplazamiento en sí, o una combinación de éstos.

Algunas tendencias notables del diseño se relacionan con los adelantos tecnológicos en la esfera de la disposición de desechos y las preocupaciones en materia de seguridad. Una tendencia general consiste en confiar más en la utilización de un sistema de barreras artificiales múltiples para contener los desechos. Dicho sistema incluye bóvedas de hormigón, materiales de relleno, barreras químicas y medidas para la salida de los gases, el drenaje y las zonas tapón.

En el mundo se han diseñado diferentes tipos de instalaciones para LILW. Aproximadamente el 62 % de los repositorios de LILW son instalaciones técnicas cerca de la superficie, es decir, a unos 10 m de la superficie terrestre; el 18 % son instalaciones más simples cerca de la superficie; el 7 %, cavidades subterráneas excavadas; y el 4 %, repositorios geológicos. El tipo de instalación que finalmente se seleccione y diseñe dependerá de las características de los propios desechos, así como del emplazamiento, y de las estrategias nacionales y los factores sociales y económicos.

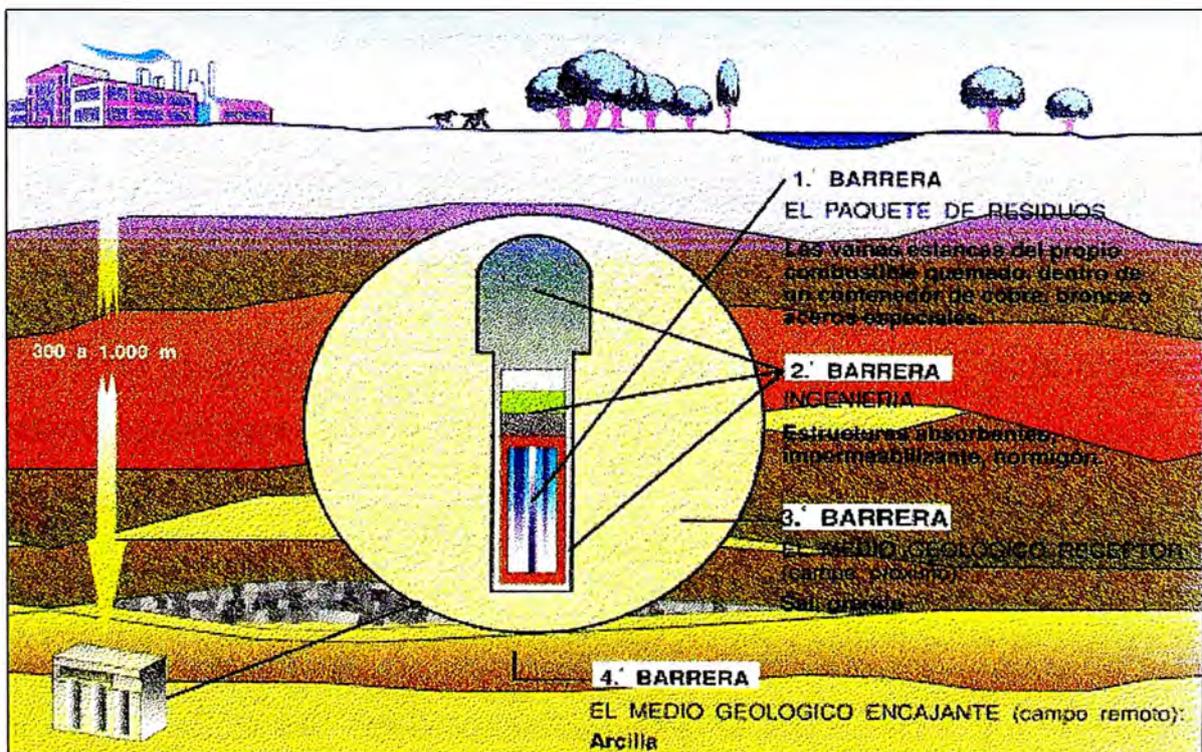
Barreras de Contención

El aislamiento se consigue estableciendo entre los residuos y el hombre una serie de barreras (véase el esquema N° 5.1) cuyo requerimiento básico de seguridad es que, en el caso de fallar, las cantidades de radionucleidos que eventualmente puedan escapar y retornar a las personas sean tan pequeñas que el efecto sobre éstas sea inapreciable.

- La primera barrera, o “barrera química”, se constituye inmovilizando el residuo en una matriz sólida, estable y duradera. Esto es especialmente indicado para los residuos originalmente líquidos; pues desaparece el riesgo de derrame, pero también se aplica a los residuos originalmente sólidos.

- La segunda barrera, o “barrera física”, es el contenedor o recipiente adecuado donde se confinan los residuos solidificados para evitar su contacto con los agentes exteriores.
- La tercera barrera, o “barrera de ingeniería”, es el lugar o la instalación en donde se coloca el contenedor directamente. Su diseño incluye estructuras, blindaje, sistemas de adsorción y medios de disipación de calor cuando es necesario.
- La cuarta barrera, o “barrera geológica”, la constituye el medio geológico de la corteza terrestre en el que se sitúan los residuos. Su misión es retardar o detener el acceso de los radionucleidos al hombre en el caso de que se diera la circunstancia de que fallaran las tres barreras anteriores.

Esquema N° 5.1. ALMACENAMIENTO GEOLÓGICO DE RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD



5.2. FORMAS DE DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

El diseño del sistema de disposición final es dependiente, entre otras cosas, de las características del desecho. Por ejemplo, el desecho de bajo nivel consiste principalmente de nucleidos de vida corta que generan una insignificante cantidad de calor, pudiendo en muchos países ser evacuados cerca de la superficie de la Tierra. Después de algunos cientos de años, la radiactividad en el desecho habrá decaído a niveles que ya no presentan daño a los seres humanos. Se ha juzgado razonable asumir que las restricciones de monitoreo y acceso, o control institucional de estos emplazamientos de disposición final, pueden ser mantenidas por esta cantidad de tiempo.

Los desechos de alto nivel presentan un problema diferente porque inicialmente pueden generar una gran cantidad de radiación y calor. Aunque la radiactividad del desecho disminuye a través del tiempo, es necesario un alto grado de aislamiento. Para proporcionar este aislamiento del medio ambiente, estos desechos pueden ser dispuestos a profundidad, por ejemplos a varios cientos de metros, dentro de las formaciones geológicas de la tierra. En este caso, se pone énfasis en los sistemas de disposición estable, remota y pasiva. Estos sistemas asegurarán la integridad y seguridad de los desechos a largo plazo, y pueden ser diseñados para ser independientes de los controles institucionales después del cierre definitivo.

Es posible usar disposición geológica profunda para todo tipo de desechos radiactivos, incluyendo los desechos de nivel bajo e intermedio.

5.2.1. INSTALACIONES SIMPLES CERCA DE LA SUPERFICIE

Entre los ejemplos de este tipo de instalaciones se incluyen Barnwell (EE.UU.) y Vaalputs (Sudáfrica), las cuales se benefician de la baja tasa de permeabilidad de la capa de arcilla y/o la baja tasa de precipitaciones en el emplazamiento. En Barnwell, el sistema de disposición final consta de fosos cuyo

fondo presenta un ligero declive y está cubierto por una capa de arena para facilitar la recogida del agua que se infiltra en un drenaje del foso. Este drenaje termina en un sumidero que se mantiene bajo vigilancia. Los desechos, embalados en cajas, bidones y cofres, se depositan en los fosos. Los desechos de actividad más alta se acondicionan con hormigón, betún u otros materiales de baja lixiviación o se colocan en contenedores de gran integridad para lograr la estabilidad estructural. El espacio entre los contenedores de desechos se rellena con tierra seca, y luego se cubre el foso con arcilla y tierra. En Vaalputs los fosos, largos, anchos y de cerca de 8 m de profundidad, se cubren con varias capas de arcilla compactada, así como con arena y vegetación del lugar.

5.2.2. INSTALACIONES TÉCNICAS DE DISPOSICIÓN CERCA DE LA SUPERFICIE

En este caso, entre los ejemplos se incluye la instalación de Drigg (Reino Unido), donde se eliminó paulatinamente el concepto de fosos simples a favor de las bóvedas artificiales. La instalación está diseñada para recibir bultos de desechos radiactivos de actividad baja en contenedores de desechos muy compactados colocados en envases de acero que después se depositan en las bóvedas de hormigón mediante elevadores de horquilla. Las bóvedas, situadas al nivel del suelo o por debajo de éste, constan de una base y paredes de hormigón con una capa subyacente para el drenaje (véase el esquema N° 5.2). Cualquier drenaje procedente del interior o debajo de la bóveda puede vigilarse por separado y dirigirse hacia un sistema de tratamiento de aguas situado en el emplazamiento, antes de descargar al mar por medio de un conducto.

En algunos emplazamientos, como los de Centre de la Manche y L'Aube (Francia), El Cabril (España), Trombay (India) y Rokkasho (Japón) se utilizan bóvedas de hormigón en forma de caja, cada una de las cuales tiene un diseño singular. En la Manche, los bidones que contienen los LILW de período corto y mayor actividad se empotran en monolitos con paredes de hormigón que se hallan

en el fondo, mientras que los que contienen los desechos de actividad más baja se colocan en la parte superior y posteriormente se cubren. En el segundo repositorio francés, L'Aube, se aprovecha esta experiencia. Ahí, todos los desechos se aíslan en el interior de bóvedas de hormigón armado (de 30 m de ancho por 30 m de largo y 8,5 m de alto, con paredes de 30 cm de espesor). Las bóvedas se construyen por encima del nivel freático más alto y tienen otras características de diseño que las protegen de la infiltración del agua de lluvia. Asimismo, se creó un sistema para la manipulación de los bultos de desechos que los trabajadores operan por telemando, lo que reduce su exposición a las radiaciones. Sobre la base de experiencias anteriores, se creó un sistema sumamente automatizado de control de registros.

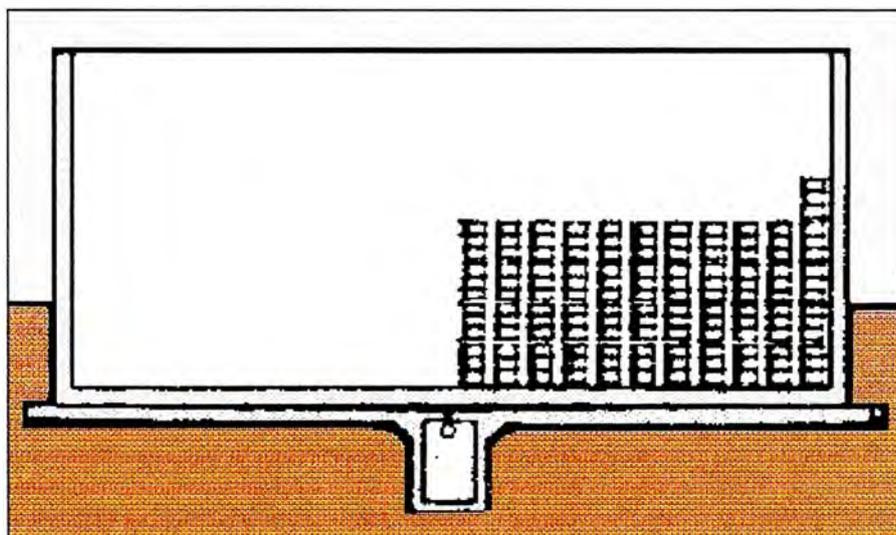
En España, en El Cabril se aplica un concepto de disposición similar y se incorpora la posibilidad de recuperar los bultos de desechos; también cuenta con instalaciones para el acondicionamiento y la caracterización de los desechos. En la India, donde hay 6 repositorios de LILW en funcionamiento, el diseño incluye fosos de hormigón armado y pozos recubiertos de baldosas para diferentes tipos de desechos. En Trombay donde los fosos de hormigón armado son impermeables y están revestidos de hormigón armado, se utilizan, además, otros materiales impermeables para impedir toda entrada de agua en la temporada monzónica. En pozos circulares de unos 4 m de profundidad recubiertos de baldosas se pueden almacenar y disponer desechos contaminados con emisores alfa.

En los países de la antigua Unión Soviética, las instalaciones de disposición final de LILW se construyeron en general en las décadas de 1960 y 1970 y se han utilizado para desechos que contienen diversos radionucleidos. En los países de Europa oriental se construyeron repositorios similares, cuyo diseño tipo exigía ubicarlo, por lo menos a unos 4 m por encima del nivel freático. En el repositorio Sergiev Posad (Rusia), se construyeron bóvedas de hormigón inmediatamente debajo de la superficie del suelo, con paredes de doble caja de hormigón y estratificadas en betún. Los bultos de desechos se colocan en compartimentos individuales que se rellenan de un mortero hecho con cemento y desechos líquidos

de actividad baja. Cuando se llena un compartimento los desechos se cubren con una capa de hormigón y, además, con una placa de hormigón armado, dos capas de betún y una capa final de tierra arcillosa.

En el Japón, en Rokkasho-mura, se utilizan fosos de hormigón entre los cuales se instala un sistema de drenaje como barrera artificial, ya que el repositorio está situado por debajo del nivel freático. En un foso pueden colocarse aproximadamente 5000 bidones. Una vez llenos, los fosos de disposición final se rellenan y se cubren con al menos cuatro metros de tierra.

Esquema N° 5.2. EMPLAZAMIENTO SUPERFICIAL DE RESIDUOS RADIACTIVOS



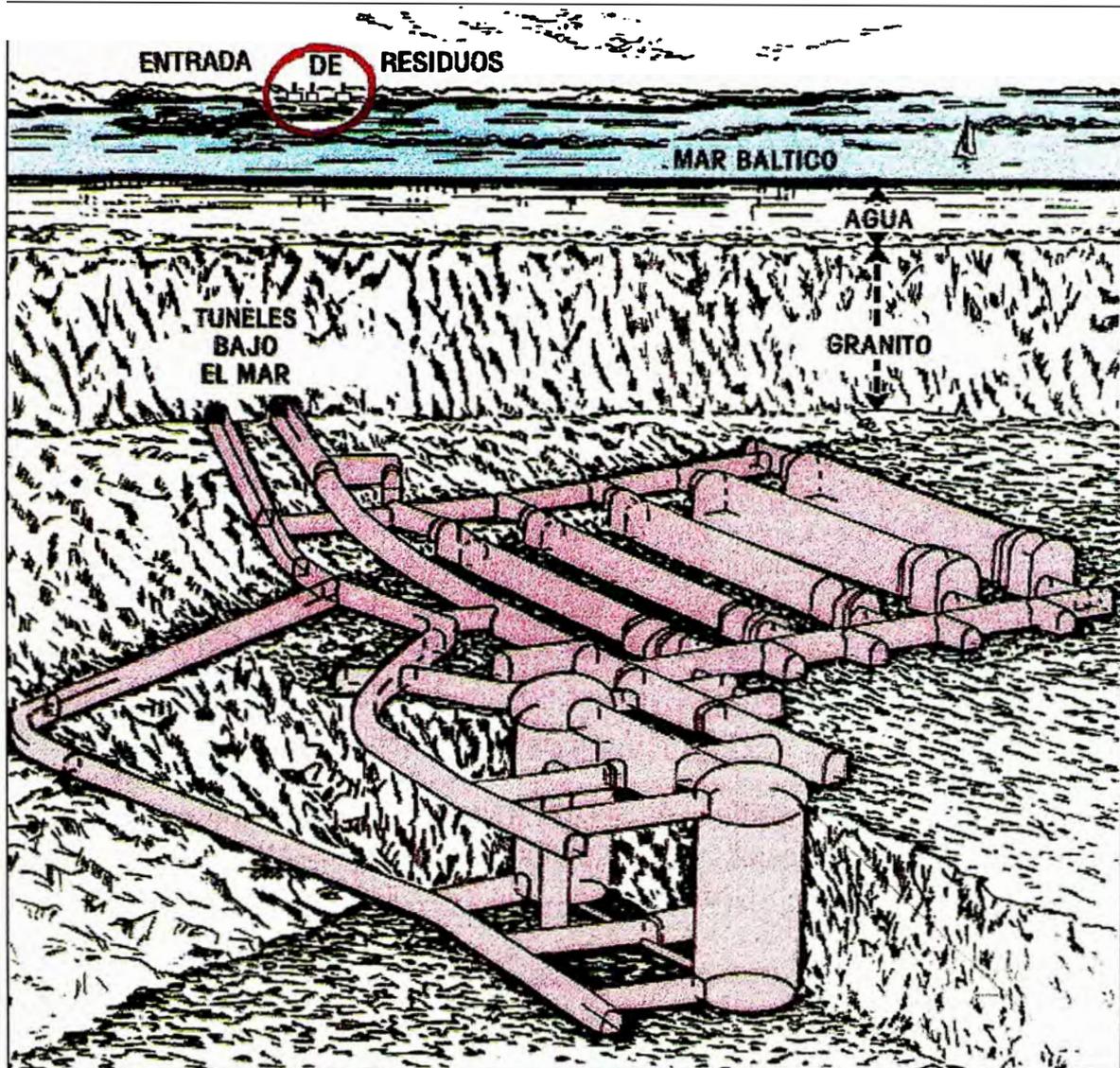
En Canadá, los ingenieros en evaluación de desechos han diseñado lo que se denomina “Estructura Subterránea Resistente a la Intrusión” o IRUS, que, entre sus características, incluye un módulo de hormigón con una tapa gruesa de hormigón y un fondo permeable que deben construirse por encima del nivel freático en una formación arenosa. El fondo permeable está destinado a reducir al mínimo el contacto del agua con los desechos. Como los desechos contendrán pequeñas concentraciones de radionucleidos de período muy largo, los ingenieros han previsto la eventual infiltración del agua con el deterioro a largo plazo del hormigón: toda el agua drenará fácilmente por el fondo, que está formado por dos

capas combinadas de arena, arcilla y zeolita natural. Las propiedades de adsorción de estas capas limitan la liberación de radionucleidos en el agua de drenaje.

5.2.3. CAVIDADES SUBTERRÁNEAS EXCAVADAS

Este concepto se aplica, por ejemplo, en la República Checa, Suecia, Finlandia y Noruega. En la República Checa, parte de la caverna de la mina Richard II, a una profundidad de entre 70 y 80 m por debajo del suelo, se utiliza como repositorio de desechos radiactivos (en su mayoría de período corto) generados por instituciones. Actualmente, la mina está seca y su entorno geológico es de marga caliza y piedra margosa. En Suecia, el repositorio definitivo (SFR) está construido en roca cristalina a unos 60 m por debajo del lecho marino con acceso desde tierra. El diseño de las cavidades se ha adaptado a los diferentes tipos de LILW de período corto, su contenido radiactivo, su composición y sus requisitos de manipulación. Los bultos de desechos de actividad más alta se almacenan en cavernas en formas de silos de una altura de 50 m con paredes de hormigón, un amortiguador de arcilla bentonítica y un sistema de salida de gases (véase el esquema N° 5.3). En Finlandia, Olkiluoto es similar al SFR, pero sólo tiene dos silos – uno para desechos de actividad baja y otro para desechos de actividad intermedia generadores de calor – construidos en una profundidad de entre 60 y 100 m por debajo del suelo. Se utiliza como relleno la roca hospedante triturada y pulverizada, y las zonas que se agrietan se sellan con obturadores de hormigón.

**Esquema N° 5.3. ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIACTIVOS
EN UNA FORMACIÓN GEOLÓGICA DE GRANITO
A BAJA PROFUNDIDAD (SUECIA)**



5.2.4. REPOSITORIOS GEOLÓGICOS

Los emplazamientos Morsleben y Konrad (Alemania), así como el repositorio NIREX que se prevé construir (Reino Unido), son ejemplos de repositorios geológicos de LILW. Morsleben está situado en una mina de sal muy cerca y estable a una profundidad aproximada de 500 metros por debajo del suelo

y tiene capacidad para 40000 metros cúbicos de desechos. Los ILW se evacuan en una gran cavidad que luego se rellena por capas para su blindaje; los LLW se acumulan en cavidades excavadas. El emplazamiento de Konrad es una antigua mina de hierro excepcionalmente seca, que resulta fácil de excavar, es estable, y está limitada por otras capas y cubierta por unos 400 metros de arcilla gruesa. Según la evaluación de seguridad, el agua tardaría 380000 años en viajar del repositorio a la superficie. Deberán construirse túneles de repositorios horizontales a una profundidad de 800 metros aproximadamente para disponer desechos que no generen calor, y se utilizarán dos galerías y túneles para el transporte.

5.2.5. MÉTODOS ALTERNATIVOS DE DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Se va a mencionar los métodos alternativos más conocidos, subrayando que todos ellos presentan una desventaja: que es en parte psicológica y en parte técnica. Estos procedimientos tienen todos ellos el inconveniente de que dejan muy pocas posibilidades de recuperar los residuos radiactivos en el futuro, pero cabe preguntarse: ¿qué interés puede haber en recuperar estos residuos de una zona de disposición final? Quizás puedan existir razones económicas, ya que el combustible gastado contiene porcentajes recuperables de uranio y plutonio. También puede haber razones de seguridad, ya que podrían producirse filtraciones inaceptables de radionucleidos al medio ambiente o bien producirse avances espectaculares en técnicas de seguridad futuras que permitan una eliminación muy segura.

a) Disposición por la mezcla y fusión de rocas

Este método implicaría la colocación de residuos líquidos o sólidos a altas temperaturas en cavidades de minas o en perforaciones en la roca a una profundidad de aproximadamente tres kilómetros. El calor procedente de los residuos haría fundir la roca y permitiría que ambos materiales se mezclaran. Esta

mezcla líquida se enfriaría en su momento y se solidificaría en una masa compacta. No está claro aún cual sería la forma y consistencias finales ni su resistencia a la lixiviación por parte de las aguas subterráneas circulantes.

b) Disposición en sedimentos marinos

Se ha propuesto que los recipientes de residuos radiactivos se introduzcan en sondeos perforados en capas de sedimentos de grano fino en fondos oceánicos profundos. El manejo y colocación de los recipientes tiene que realizarse con extremo cuidado, ya que un accidente podría dañar la fauna marina. Sin embargo, los radionucleidos a escapar de los recipientes dañados, se diluirán en unos volúmenes de agua muy grandes. El agua se mueve de forma muy lenta a través de los sedimentos que además absorben con eficacia a los radionucleidos. No son claras, sin embargo las consecuencias derivadas de perturbar de sitio los recipientes en el futuro si se explotaran los minerales del fondo marino.

c) Disposición en capas hielo

También se ha estudiado la posibilidad de colocar los residuos radiactivos en capas de hielo de gran espesor cerca del los polos de la tierra. Los recipientes se introducirían en perforaciones superficiales y se anclarían en la superficie por medio de cables o bien se les haría hundir lentamente hacia el suelo por mezcla y fusión con el hielo. La seguridad de este método ha sido cuestionada, ya que depende mucho de las condiciones climáticas futuras y del movimiento natural de los hielos.

d) Disposición en el espacio exterior

Desde hace años se ha estudiado la posibilidad de evacuar los residuos radiactivos lanzándolos por medio de cohetes al espacio exterior. Dado el

importante volumen de los residuos, este método es, en la actualidad, impracticable excepto quizás para pequeñas cantidades concentradas de los radionucleidos más peligrosos, y además los costos serían bastante elevados. Las consecuencias de un accidente o de un fallo durante el lanzamiento o durante la colocación en órbita, se considerarían, hoy en día, inaceptables.

5.3. CLAUSURA

Cuando una instalación de disposición final se llena o se suspenden sus actividades de disposición por otras razones, comienza lo que se conoce como proceso de “clausura” y proceso “posterior a la clausura”. El proceso de clausura incluye medidas para asegurar la instalación, por ejemplo, cubrir o sellar las zonas de disposición, reunir los documentos y realizar evaluaciones de la seguridad. En muchos países se prevén varios cientos de años de control institucional posterior a la clausura. Ello puede incluir control de acceso, mantenimiento de registros y medidas correctivas si proceden.

En Francia, el Centre de la Manche recibió sus últimos desechos en junio de 1994 y se están tomando medidas en estos momentos para preparar la clausura. El explotador de la instalación, el Organismo Nacional de Gestión de Desechos Radiactivos de Francia (ANDRA), solicitó una licencia con relación a la fase de control institucional. La licencia fue concedida en 1997, después de una segunda audiencia pública donde se dieron orientaciones sobre las actividades de control institucional, incluida la vigilancia activa y pasiva.

5.4. DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN RACSO

5.4.1. SISTEMA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

La instalación de gestión de residuos radiactivos ha sido diseñada para proveer un procesamiento de acondicionamiento e inmovilización de residuos, apropiado para su manipulación, almacenamiento y disposición final. Considera las técnicas de compactación, tratamiento químico y cementación.

El sistema de gestión de residuos radiactivos líquidos y sólidos considera la minimización, segregación, control de calidad, monitoreo, colección, transporte, proceso de tratamiento y disposición final de los residuos radiactivos.

5.4.1.1 INFRAESTRUCTURA

La instalación de gestión de residuos radiactivos cuenta con las siguientes unidades de procesamiento:

- a) Una prensa para compactación de residuos sólidos.
- b) Una planta de precipitación de efluentes líquidos.
- c) Una unidad de cementación para la solidificación de lodos y líquidos.

La prensa hidráulica tiene una fuerza de 16 toneladas y se utilizan tambores de 200 litros donde se introducen las bolsas plásticas para ser compactadas.

El método de precipitación química basado en el principio de separación por coagulación y floculación es utilizado para tratar los residuos que contengan productos de fisión de largo período de semidesintegración como es el caso del cesio-137 y estroncio-90.

Existe una unidad de cementación que se utiliza para solidificar concentrados, resinas de intercambio iónico, líquidos, etc.

Otro tipo de residuos que son acondicionados y tratados son los residuos biológicos tales como carcasas de animales y otro materiales biológicos contaminados con radioisótopos. En este caso se le depositará en un freezer para evitar una descomposición rápida y permitir su decaimiento radiactivo. Luego se le colocará en una poza en donde luego de depositar el material biológico se le cubrirá con óxido de calcio a fin de disminuir el olor resultante de la putrefacción.

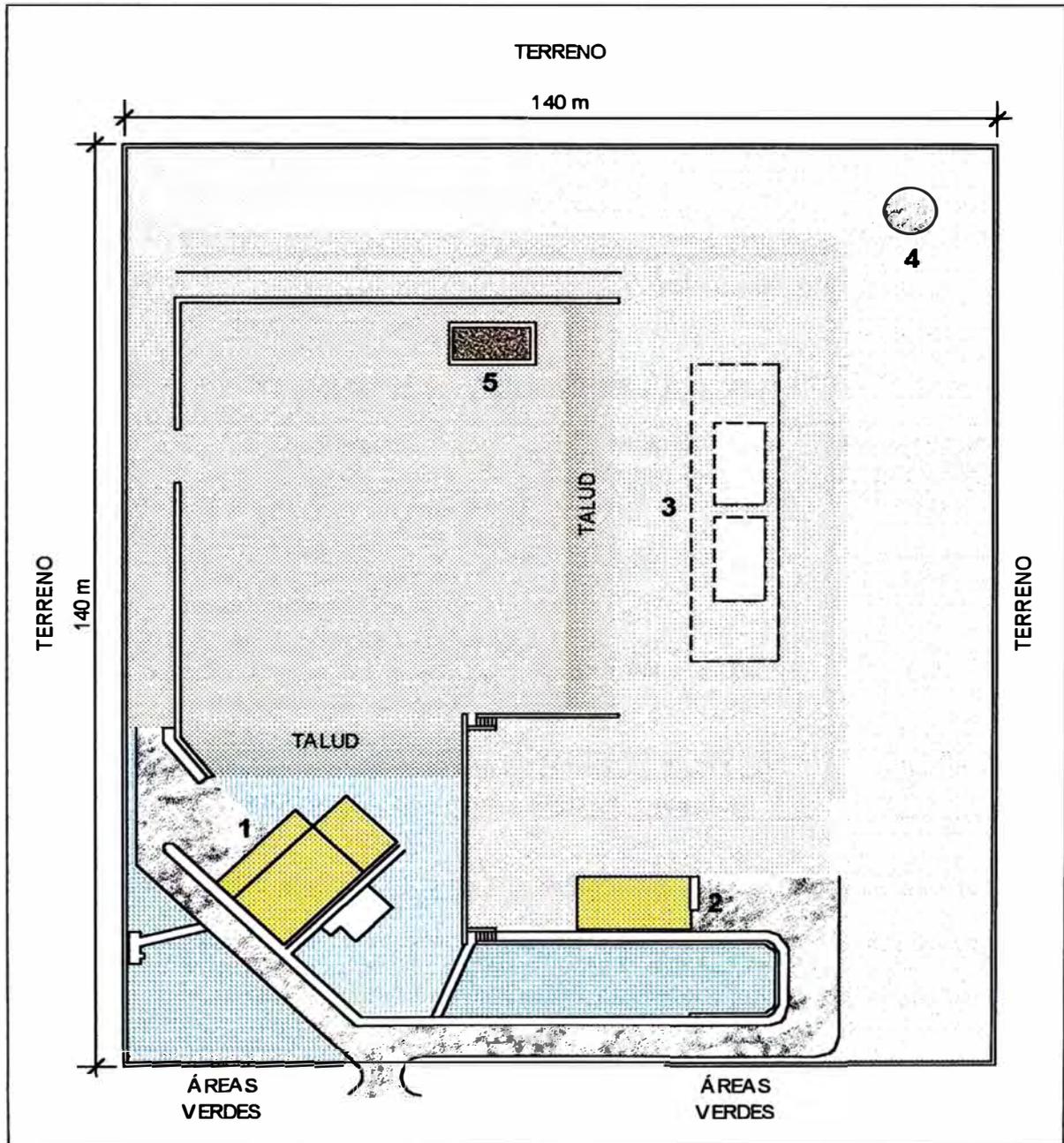
5.4.1.2 INSTALACIONES

La instalación de gestión de residuos radiactivos tiene una superficie aproximada de 15000 m² (véase el esquema N° 5.4). Acá están ubicados:

- a) Edificio de tratamiento y acondicionamiento de residuos (véanse los esquemas N° D.1 y N° D.2 del anexo D).
- b) Cubículo para residuos biológicos contaminados.
- c) Almacén para residuos sólidos acondicionados.
- d) Lecho de infiltración para residuos líquidos.

En la parte externa a la instalación, aunque formando parte del sistema integral de gestión de residuos radiactivos, se encuentran dos pequeñas plantas de decaimiento de líquidos activos, una para el reactor (40 m³) y la otra para la planta de producción de radioisótopos (60 m³). Desde allí se bombearán los líquidos ya sea al lecho de infiltración o a la planta de tratamiento químico.

Esquema N° 5.4. PLANTA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS



LEYENDA

- | | |
|---|--------------------------------------|
| 1 | EDIFICIO DE GESTIÓN DE RESIDUOS |
| 2 | ALMACÉN TEMPORAL DE FUENTES SELLADAS |
| 3 | ÁREA DEL REPOSITORIO |
| 4 | POZO DE RESIDUOS BIOLÓGICOS |
| 5 | LECHO DE INFILTRACIÓN |

5.4.2. TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS

5.4.2.1 TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS LÍQUIDOS

En la instalación de gestión de residuos radiactivos se gestionan (véase el diagrama N° 5.1) tres tipos de efluentes líquidos (véase la tabla N° 5.1).

Tabla N° 5.1. EFUENTES LÍQUIDOS

| Tipo | Contenido | Concentración de actividad ($\mu\text{Ci/ml}$) | Volumen promedio producido (m^3/a) |
|------|---|--|--|
| 1 | Radioisótopos de corto período de semidesintegración ($T < 1$ año) | 1×10^{-07} - 1×10^{-05} | 100 |
| 2 | Radioisótopos de período de semidesintegración largo Por ejemplo, productos de fisión | 1×10^{-05} - 1×10^{-03} | 100 |
| 3 | Radioisótopos de período de semidesintegración largo Son líquidos de naturaleza orgánica | 1×10^{-06} - 1×10^{-04} | 0.2 |
| 4 | Normalmente no contienen actividad o tienen muy bajo nivel de actividad, por ejemplo, agua de enjuagues | | 300 |

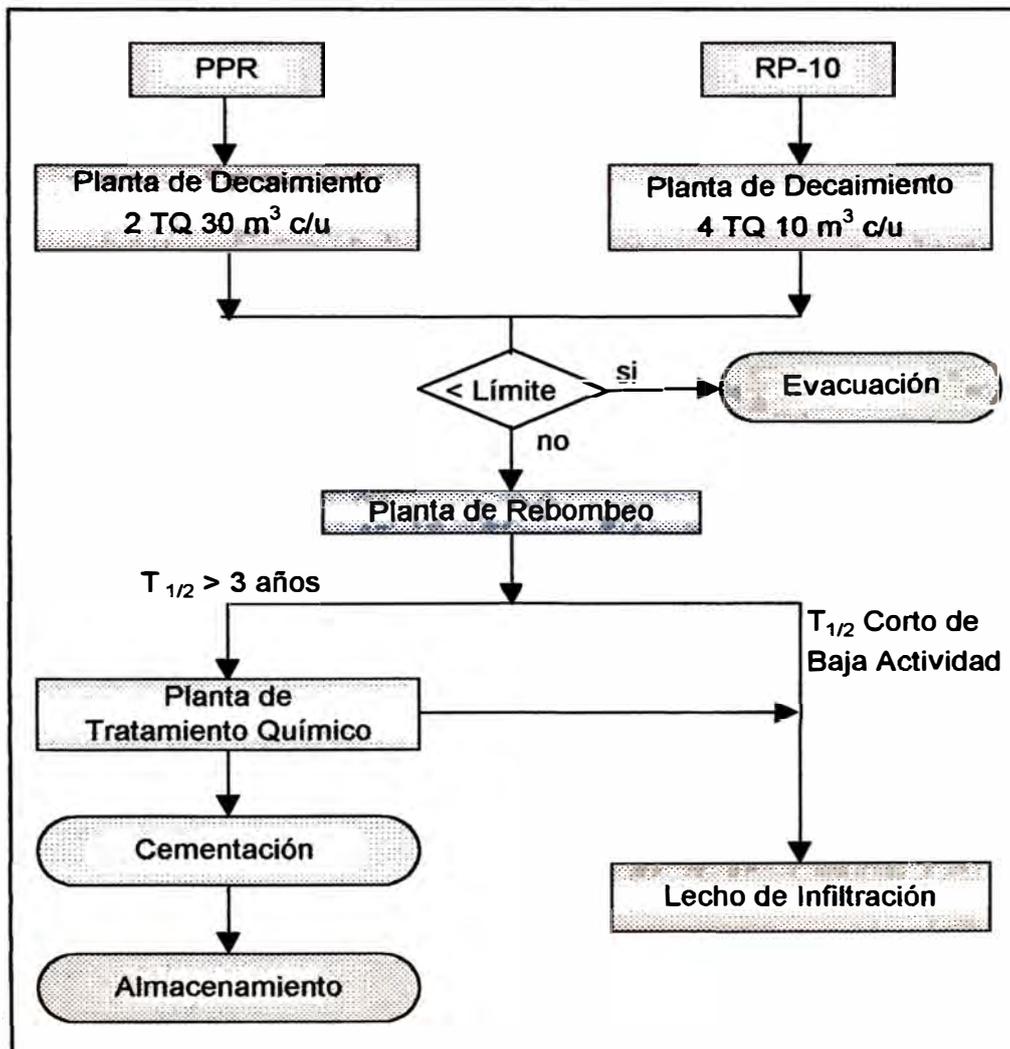
Sólo los efluentes del tipo 1, 2 y 3 serán tratados. Los efluentes del tipo 4 pueden ser descargados normalmente al sistema de desagüe común luego de determinar que su concentración de actividad no supera los límites estipulados por la Autoridad Nacional.

El tratamiento de los residuos radiactivos del tipo 1, 2 y 3 será el siguiente:

Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos Tipo 1.- Los efluentes son descargados al sistema de desagüe común luego del decaimiento y dilución que se realizará en tanques de concreto contruidos para tal fin. En forma conservadora se estima que 50 m^3 serán descargados a un lecho de infiltración.

Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos Tipo 2.- Los efluentes serán enviados a través de un sistema de cañerías, hasta una pequeña planta de tratamiento químico donde se les precipitará o coprecipitará por reacción química con reactivos químicos específicos. Los lodos formados serán separados y colocados en cilindros de 200 litros donde se les cementará haciendo uso de una máquina mezcladora.

Diagrama N° 5.1. SISTEMA DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS LÍQUIDOS EN EL C. N. "RACSO"



Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos Tipo 3.- Teniendo en cuenta su naturaleza orgánica y su pequeño volumen, el mejor método de tratamiento es la solidificación directa por cementación.

5.4.2.2 TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS

El principio que rige el tratamiento de residuos radiactivos sólidos es el de lograr la más grande reducción de volumen posible y su acondicionamiento dentro de una forma que demuestre una total seguridad durante su almacenamiento. Se produce aproximadamente 50 m³ por año. Sobre esa base sólo se justifica el método de reducción de volumen por compactación.

Dentro de los residuos radiactivos sólidos existirán varios tipos (véase la tabla N° 5.2 y el diagrama N° 5.2):

Tabla N° 5.2. RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS

| Tipo | Contaminante |
|---|---|
| Categoría 1 | Radioisótopos de corto período de semidesintegración |
| Categoría 2 | Radioisótopos de mayor período de semidesintegración |
| Categoría 3 | Material biológico con radioisótopos de corto período de semidesintegración |
| Resinas de intercambio iónico resultantes de la descontaminación del sistema primario del reactor | |
| Fuentes selladas agotadas | |

Categoría 1.- Se producirá aproximadamente 30 m³ al año. Este tipo de residuos será colectado en bolsas plásticas y luego depositados en contenedores cilíndricos de 200 litros. Después de su respectivo decaimiento serán eliminados como residuo común.

Categoría 2.- Este tipo de residuos sólidos será segregado en el lugar de origen, como compactables y no compactables. Luego, los residuos compactables serán reducidos en volumen haciendo uso de una prensa hidráulica. Los residuos no

compactables, por ejemplo, vidrios, metales, etc. serán colectados en contenedores de cartón y/o lata y luego depositados en cilindros de 200 litros para su disposición final.

Categoría 3.- Su producción anual se estima en 0.5 m^3 al año y es considerado como residuo no compactable. Para la colección, transporte y almacenamiento temporal de todos los materiales biológicos se deberá contar con una congeladora. Luego de su decaimiento radiactivo serán enterrados en un cubículo cilíndrico construido para tal fin y en donde se agregará óxido de calcio para eliminar los olores de la putrefacción. En caso la contaminación fuera con radioisótopos de largo período de semidesintegración, se eliminarán directamente a la poza.

Resinas de Intercambio Iónico

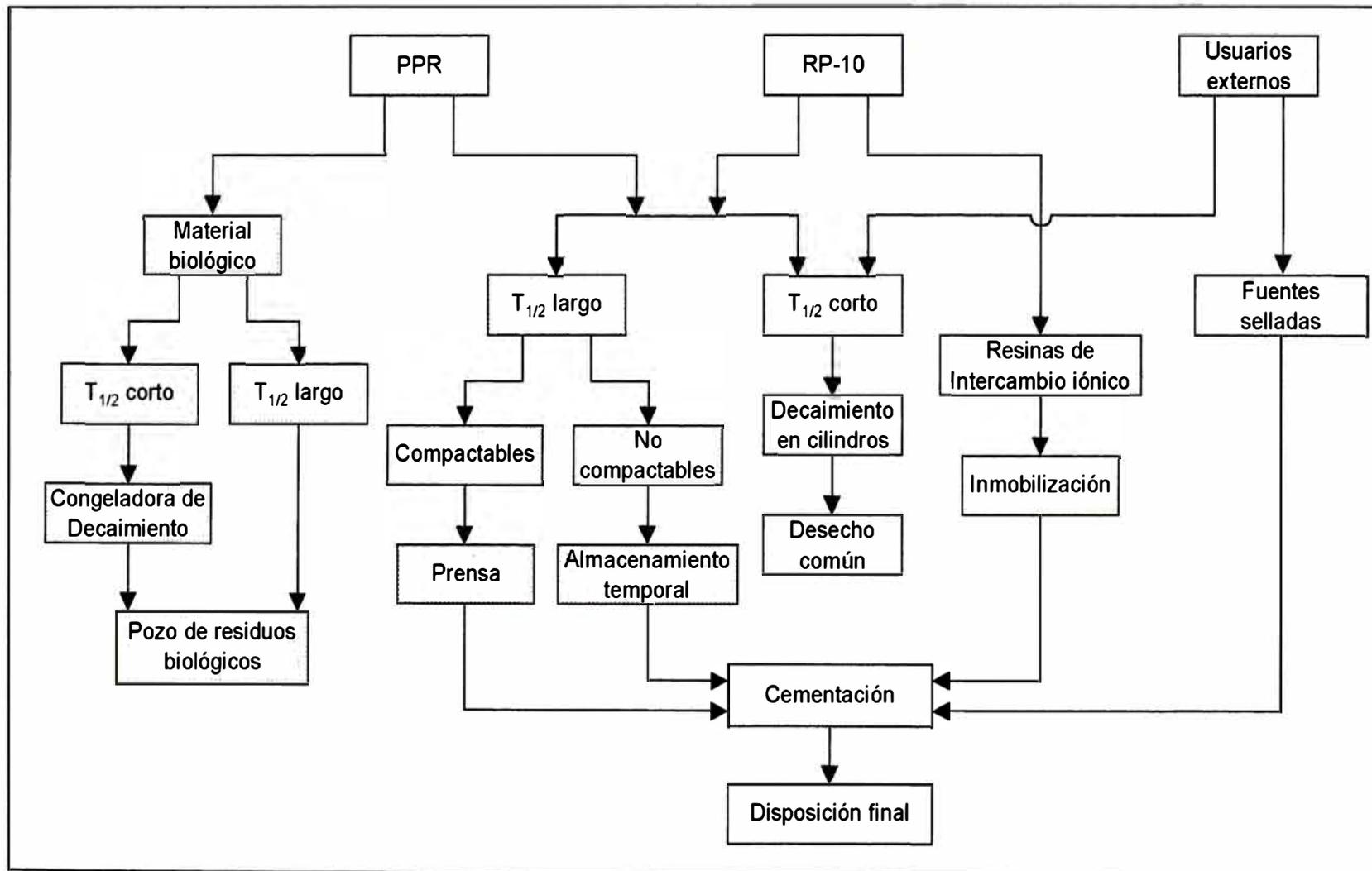
Estas resinas luego de agotarse serán inmovilizadas mezclándolas con concreto en una máquina mezcladora o adicionando porciones de resinas durante el acondicionamiento de residuos radiactivos líquidos de naturaleza orgánica o lodos resultantes en la precipitación química.

Fuentes Selladas Agotadas

Se estima que se producirá aproximadamente 2 m^3 por año. En este caso las fuentes selladas, sin retirarlas de su blindaje original, serán acondicionadas con concreto de forma tal que no puedan ser removidas nunca más.

Los embalajes tendrán diferentes tamaños, dependiendo del volumen del bulto conteniendo el material radiactivo.

Diagrama N° 5.2. SISTEMA DE TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIACTIVOS SÓLIDOS EN EL C. N. "RACSO"



5.4.3. CEMENTACIÓN

La inmovilización de los residuos radiactivos, de baja y mediana actividad, se viene realizando en el mundo, con cemento ya que resulta ser una técnica que ha producido matrices sólidas de una buena estabilidad a la vez que resulta ser mucho más económica que otras técnicas de acondicionamiento.

Objetivo

Inmovilizar los residuos radiactivos sólidos de largo período de semidesintegración, mediante la cementación en cilindros metálicos de 0,22 m³ (55 galones).

Método

La técnica de la cementación es aplicada para diversas situaciones de inmovilización de residuos radiactivos y según sea el nivel de radiactividad y estado en que se presentan, varían las composiciones de sus agregados así como los parámetros de resistencia y homogeneidad.

Se toma en cuenta dos grandes líneas de trabajo, de un lado las fuentes en desuso que contengan agujas de radio y de otro lado los residuos que no contengan agujas de radio.

Para el caso de las agujas de radio se procederá instalando una armadura de fierro de construcción, colocando las agujas en un contenedor apropiado al interior del cilindro.

Para las demás fuentes se procederá con un mezclado de agua, cemento y arena gruesa, colocándose las fuentes con todo su blindaje equidistantemente, con el propósito de mantener una baja tasa de exposición.

Procedimiento

- Trasladar las fuentes del almacén al área de trabajo de cementado.
- Desmontar el embalaje de madera de la fuente.
- Limpiar exteriormente de óxidos y polvo.
- Colocar dos cilindros metálicos por parihuela.
- Prender la mezcladora.
- Realizar el primer lote de mezclado.
- Hacer una base de cemento hasta una altura de 9 cm en el cilindro.
- Dejar solidificar por 24 horas.
- Colocar las fuentes en el cilindro, mediante tecla manual y pórtico móvil.
- Proseguir con la cementación asegurando la ausencia de bolsas de aire en la mezcla.
- Al finalizar el llenado del cilindro se alinea la superficie, retirando el cilindro para mantenerlo bajo curado 14 días al ambiente.
- Tapar, colocar el cinto de seguridad y rotularlo para su posterior almacenamiento.

Finalmente el residuo acondicionado tendrá un peso aproximado de 400 Kg por lo que se requerirá equipamiento mecánico para su remoción y transporte.

Descripción del cilindro metálico

Cilindro de acero inoxidable de 55 galones, modelo FRH de 400 libras de capacidad con tapa y zuncho, fabricado en plancha de 1.2 mm de espesor, con recubrimiento interior con barniz epóxico fenólico y pintado exterior de color amarillo con esmalte horneable (véase el esquema N° 5.5).

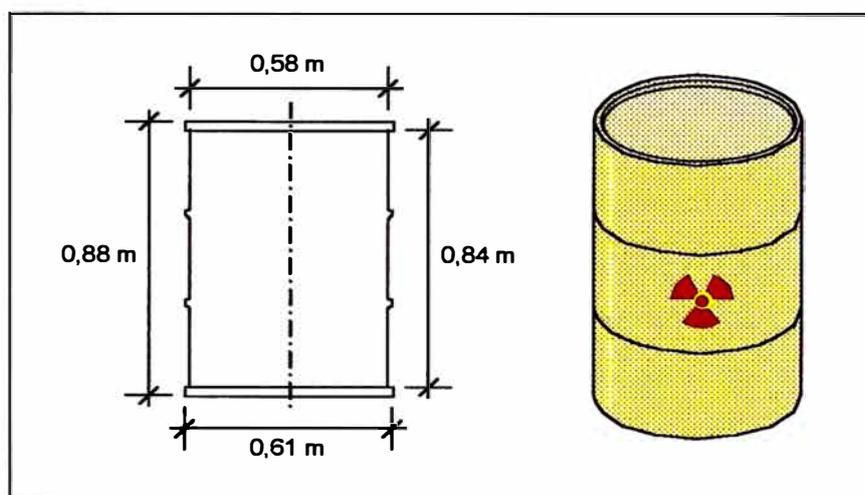
| | |
|-------------------|--------|
| Diámetro exterior | 0,61 m |
| Diámetro interno | 0,58 m |

| | |
|------------------|---------------------|
| Altura exterior | 0,88 m |
| Altura interna | 0,84 m |
| Capacidad | 0,22 m ³ |
| Volumen exterior | 0,26 m ³ |

Cilindro relleno de concreto:

| | |
|----------|------------------------|
| Peso | 0,4 Tm |
| Densidad | 1,81 g/cm ³ |

Esquema N° 5.5. CILINDRO



5.4.4. ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS

5.4.4.1 ALMACENAMIENTO TEMPORAL

Existe un almacén temporal donde se almacenarán los residuos acondicionados en cilindros. Asimismo, servirá como un lugar de almacenamiento intermedio para permitir el decaimiento del residuo y su posterior disposición definitiva.

El piso tiene una cubierta de asfalto que evita la permeabilidad del suelo. El piso tendrá una ligera pendiente y canaletas para coleccionar los líquidos que pudieran ingresar, los cuales conducirán a un pequeño tanque colector de 0.5 m³. Luego de tomar muestras del tanque colector y ser analizadas se determinará si los

líquidos colectados requieren un tratamiento o si serán descargados al desagüe común.

Las dimensiones del almacén temporal son 6 m de largo, 3 m de ancho y 4 m de altura.

5.4.4.2 DISPOSICIÓN FUTURA - REPOSITORIO

Existe actualmente la necesidad de contar con un repositorio para la disposición final de los residuos radiactivos ya que hasta ahora se cuenta solamente con un almacén temporal. El repositorio a construir será del tipo técnico de disposición cerca de la superficie (véase el punto 5.2.2).

Se ha realizado el diseño de las barreras de ingeniería, en base a los sistemas de almacenamiento definitivo con los que se viene trabajando en otros países, como son España y Francia, de los cuales se tiene buenas referencias.

Los cilindros de 0,22 m³, ya acondicionados, se almacenarán en el interior de contenedores de almacenamiento, de hormigón (véase el esquema N° 5.6). Los cilindros serán inmovilizados dentro del contenedor, constituyendo un bloque de hormigón de unas 8 toneladas de peso.

Estos contenedores se almacenarán apilándose en dos estructuras o celdas de almacenamiento (véanse los esquemas N° 5.7 y N° 5.9) que conforman el repositorio. Cada una de éstas tendrá capacidad para 42 contenedores del tipo indicado. Los contenedores se colocarán en contacto entre sí (véase el esquema N° 5.8).

Tanto los contenedores como las celdas de almacenamiento serán diseñados para soportar condiciones extremas.

Una vez que se completa la operación de cada celda de almacenamiento, ésta se rellena con grava y se construye una losa superior de cierre. La celda es entonces impermeabilizada con una cobertura sintética.

La losa inferior constituye el elemento principal de la celda de almacenamiento. Tiene un espesor de 0,6 metros en los bordes y 0,5 metros en el

centro, y está cubierta de una capa impermeable de poliuretano y de una capa de 10-20 cm de hormigón poroso, para disponer de una superficie horizontal para colocación de los contenedores. La losa tiene la función de recoger cualquier agua que se pudiera haber infiltrado, dirigiéndola a unas tuberías instaladas bajo las dos celdas de almacenamiento. Cada celda se une a estas tuberías, denominadas tuberías de control de infiltraciones, de modo que se permita, en caso de recogerse agua, determinar de qué celda proviene para poder así proceder a reparar la cobertura de protección, así como poder tomar muestras del agua recogida. Estas tuberías desembocan en una caja de distribución, con capacidad de recolección de un año. De este modo se permite vigilar adecuadamente el funcionamiento del sistema de almacenamiento, detectando y determinando el origen de cantidades anormales de agua infiltrada, así como una eventual contaminación de la misma.

Durante la fase de operación y con el triple objetivo de proteger los contenedores con residuos de la intemperie, minimizar la cantidad de agua a recoger en la caja de distribución y servir de soporte de los medios de manejo de contenedores, las estructuras de almacenamiento están cubiertas por un techado móvil montado sobre carriles. Este techado auxiliar se sitúa sobre la celda de almacenamiento en operación. Después de la impermeabilización de ésta, el techado se traslada a la celda adyacente (véase el esquema N° 5.10).

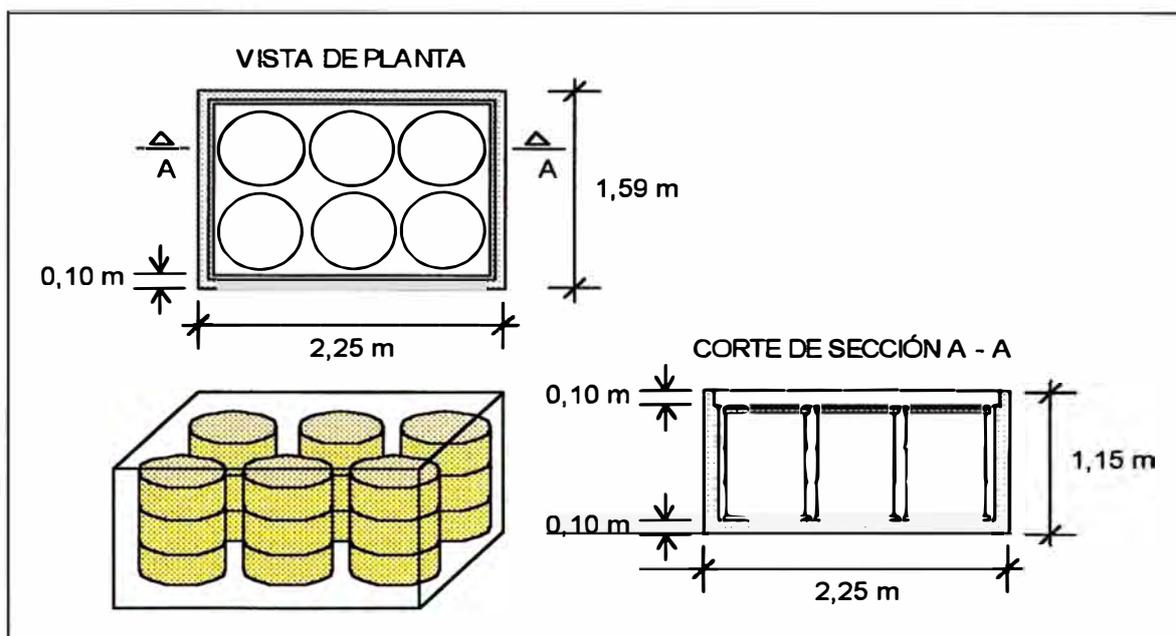
Dimensionamiento del sistema de almacenamiento definitivo

a) Contenedor de almacenamiento de hormigón

| | |
|--------------------|--------|
| Largo | 2,25 m |
| Ancho | 1,59 m |
| Altura | 1,15 m |
| Espesor de paredes | 0,10 m |

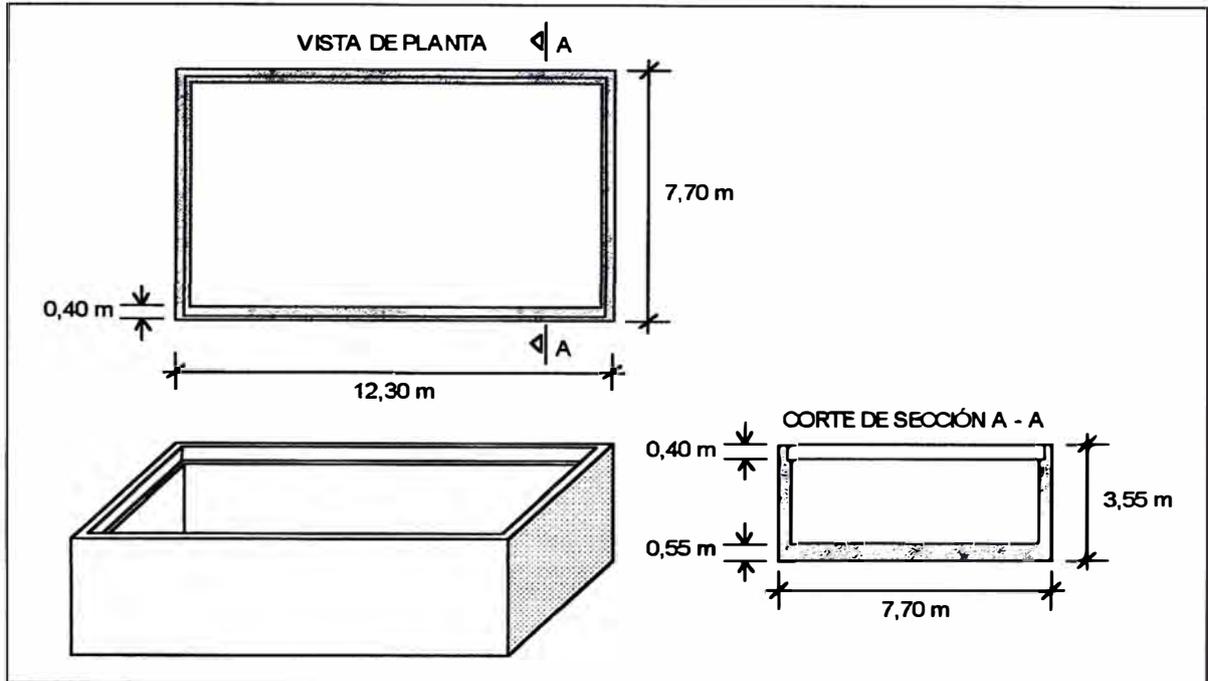
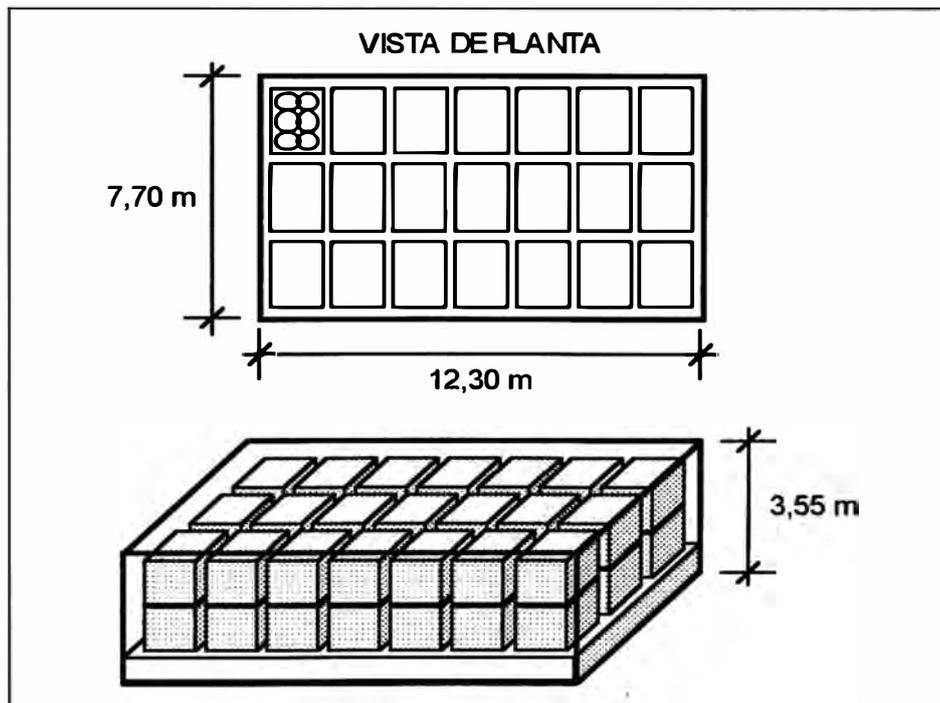
Contenedor con cilindros y relleno de hormigón:

| | |
|-----------|------------------------|
| Capacidad | 6 cilindros/contenedor |
| Peso | 8 Tm |

Esquema N° 5.6. CONTENEDOR**b) Celda de almacenamiento**

| | |
|--------------------|-----------------------|
| Largo | 12,30 m |
| Ancho | 7,70 m |
| Altura | 3,55 m |
| Espesor de paredes | 0,40 m |
| Losa superior | 0,40 m |
| Losa inferior | 0,55 m |
| Base inferior | 0,72 m |
| Area horizontal | 94,71 m ² |
| Capacidad | 42 contenedores/celda |
| Relleno | grava |

La distribución de los 42 de los contenedores por celda se muestra en el esquema N° 5.8.

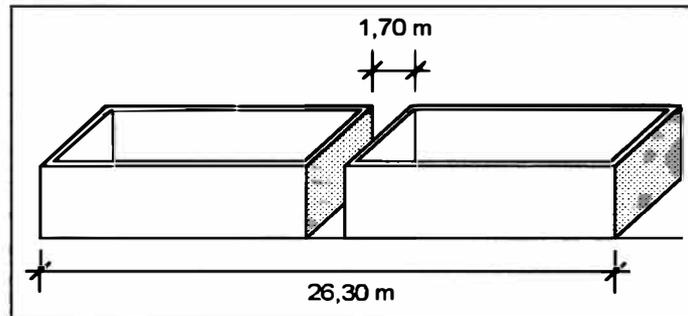
Esquema N° 5.7. CELDA DE ALMACENAMIENTO**Esquema N° 5.8. DISTRIBUCIÓN DE CONTENEDORES**

c) Repositorio

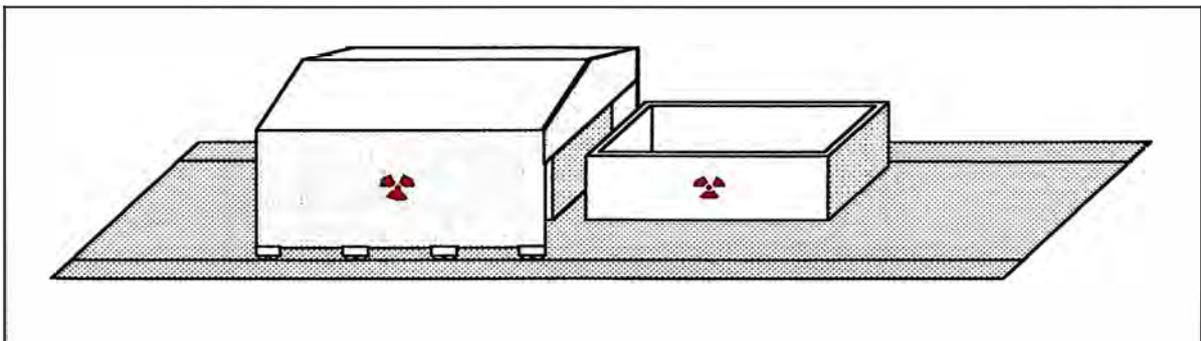
Conformado por 2 celdas de almacenamiento.

| | |
|------------------|----------------------------------|
| Capacidad total: | 84 contenedores 504 cilindros |
| Largo | 26,30 m |
| Ancho | 7,70 m |
| Area horizontal | 202,51 m ² |
| Altura | 3,55 m |

Esquema N° 5.9. CELDAS DEL REPOSITORIO



Esquema N° 5.10. REPOSITORIO CON TECHADO MÓVIL



Descripción del procedimiento de almacenamiento en el repositorio

Los residuos que llegan ya acondicionados en una matriz sólida, normalmente de cemento, se transfieren a los contenedores de almacenamiento con la ayuda de un pórtico con un monorriel provisto de un aparejo eléctrico para una carga de 2 toneladas. Una vez lleno el contenedor éste se transfiere al área de

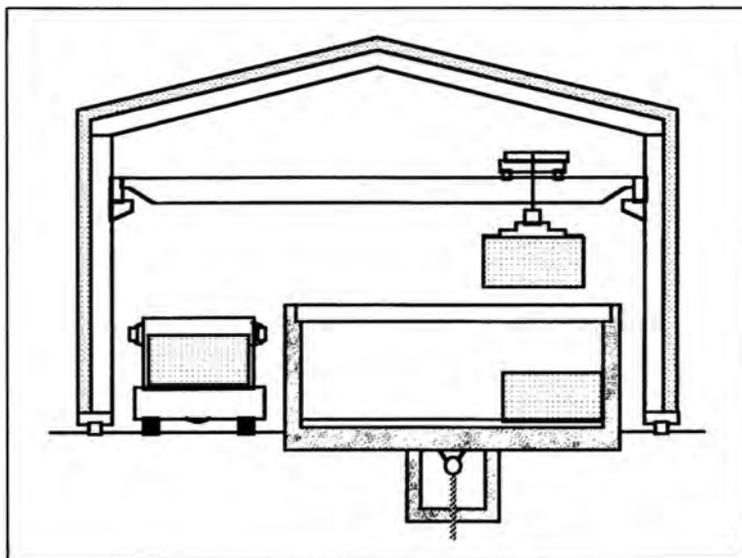
manejo de contenedores mediante un montacargas, donde se rellena con una mezcla de cemento, arena y agua. En esta posición se coloca la tapa y luego el contenedor se transporta hacia la celda de almacenamiento.

En la zona de almacenamiento se encuentran dos celdas sobre una plataforma, dejando unos taludes laterales contra los que apoyará en su momento la cobertura definitiva.

Estas celdas están cubiertas por un techado móvil, que puede trasladarse a lo largo de los carriles instalados. Este techado soporta un puente grúa de 12 toneladas para el manejo de los contenedores.

El camión que transporta los contenedores de almacenamiento se sitúa en el pasillo lateral existente entre las estructuras de almacenamiento y la pared del techado (véase el esquema N° 5.11).

Esquema N° 5.11. LLENADO DE LA CELDA SUPERFICIAL



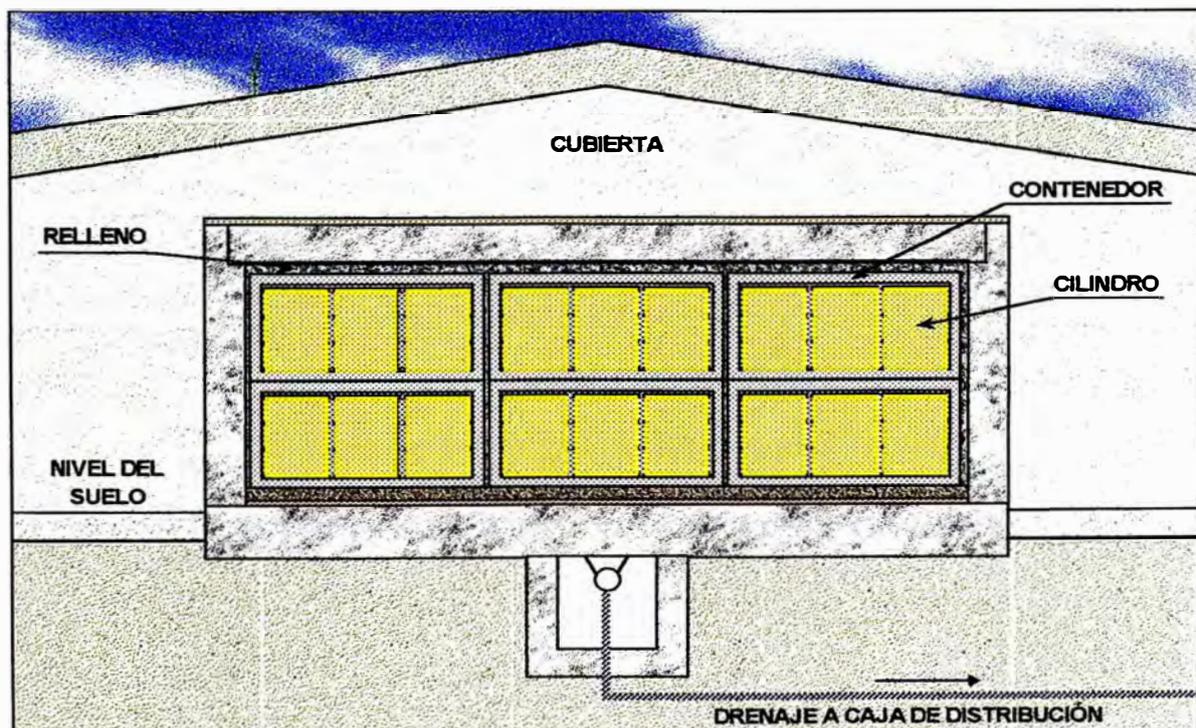
5.4.5. CLAUSURA

Una vez que ambas celdas se han llenado y cerrado, se procederá a cubrir el conjunto con una cobertura de baja permeabilidad, constituida por capas alternas de materiales impermeables y drenantes, que protegerá a largo plazo los

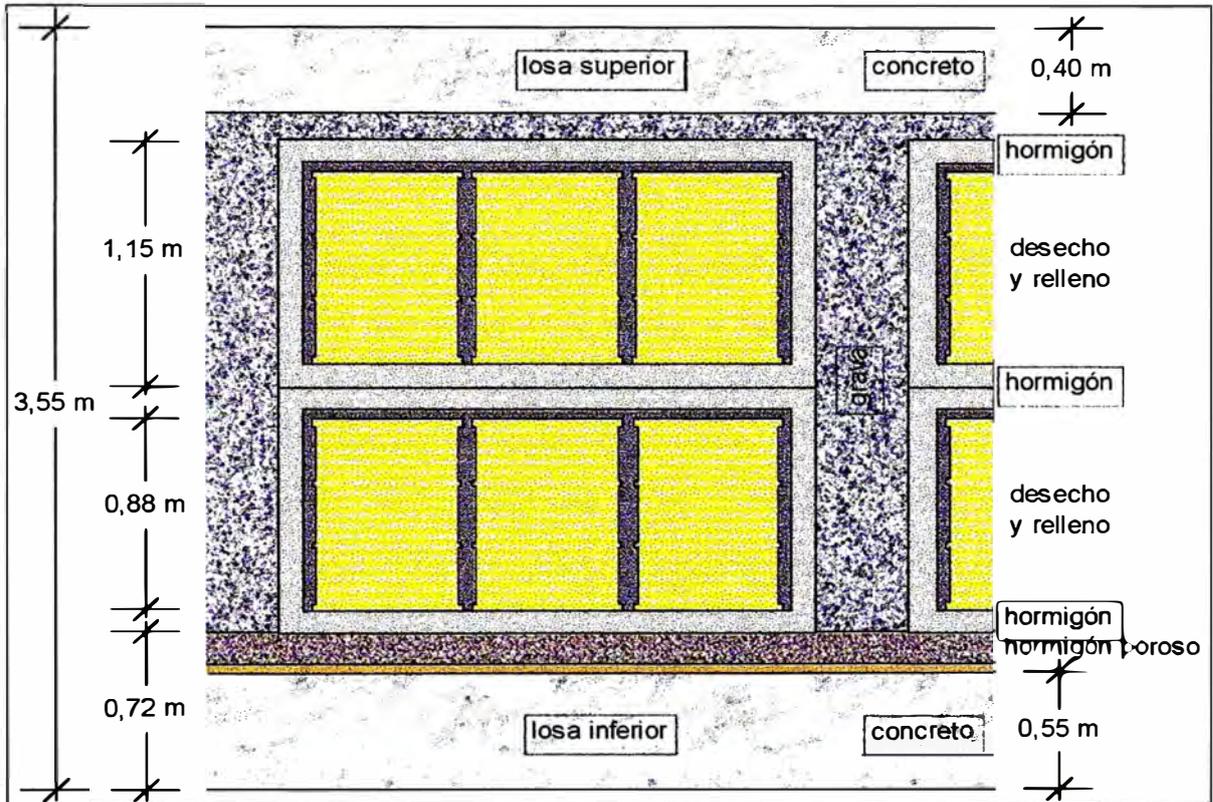
contenedores que contienen los bultos de residuos y que asegurará una buena durabilidad de los propios contenedores (véase el esquema N° 5.12). Se configura así el sistema multibarreras, constituido por tres barreras:

- La primera, está constituida por la matriz de inmovilización de los residuos, que permita que incluso en el caso que los bultos se sumergieran en agua, la tasa de liberación de radionucleidos sea mínima, y por el contenedor de almacenamiento que los aísla (véase el esquema N° 5.13).
- La segunda, formada por las estructuras de almacenamiento, la cobertura y las tuberías de control de infiltraciones, limita el acceso de agua a los bultos y permite el control de las aguas que pudieran haber estado en contacto con los mismos y su eventual tratamiento en caso necesario.
- La tercera, la barrera geológica, está constituida por el terreno del entorno y limitaría el impacto de una eventual liberación en caso de accidente o en la hipótesis de degradación total de las dos primeras barreras, adoptado para la fase de libre utilización (sin restricciones).

Esquema N° 5.12. REPOSITORIO SUPERFICIAL LLENO Y CUBIERTO



Esquema N° 5.13. BARRERAS DE INGENIERÍA DEL REPOSITORIO



CAPÍTULO VI

PRONÓSTICO DEL IMPACTO SOBRE LA SALUD HUMANA DE LA DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS

6.1. DESECHOS RADIACTIVOS EN EL MEDIO AMBIENTE

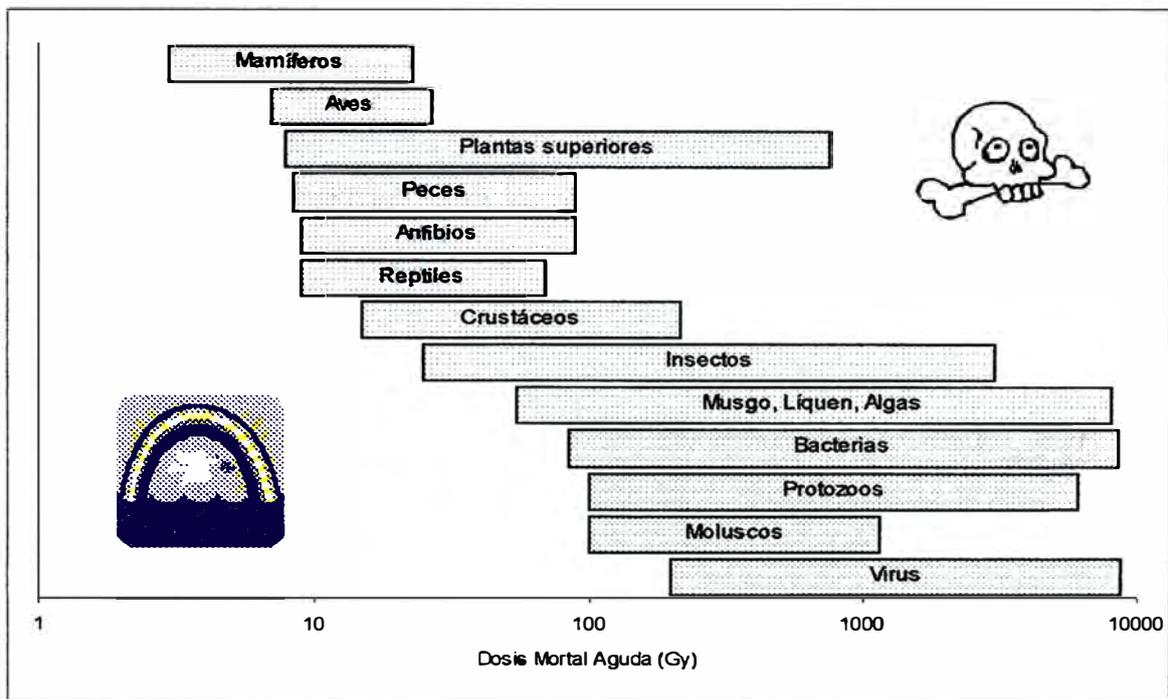
Se ha reconocido que la liberación de desechos radiactivos al ambiente tiende a aumentar la exposición de los organismos silvestres a las radiaciones. El estudio de las evaluaciones publicadas indica que, en lo que concierne a las descargas a la atmósfera, los vertederos o las aguas superficiales, las exposiciones de algunos pero no todos los individuos a las radiaciones en poblaciones silvestres endémicas, podrían llegar a unos 100 microgray por hora en general; en casos excepcionales, en dependencia de las cantidades de radionucleidos específicos en los desechos, las tasas de dosis absorbida pudieran alcanzar varios miles de microgray por hora. Sólo en muy pocos casos las tasas de dosis estimadas a partir de la medición de las concentraciones de radionucleidos en el entorno contaminado han quedado confirmadas ampliamente por mediciones in situ utilizando dosímetros colocados en los animales.

El nivel de sensibilidad de los organismos ante los efectos de las radiaciones es muy variable. Se encontró una clasificación general basada en resultados de radiaciones experimentales, según la cual, los mamíferos son los más sensibles, seguidos de las aves, los peces, los reptiles y los insectos. Las plantas muestran un amplio rango de sensibilidad que por lo general coincide con el de los animales. Los musgos, los líquenes, las algas y los microorganismos, como las bacterias y los virus, son menos sensibles a las exposiciones agudas a las radiaciones (véase el gráfico N° 6.1).

La sensibilidad de los organismos a las radiaciones depende de la etapa de vida en que ocurre la exposición. Los embriones y las formas jóvenes son más

sensibles que las adultas. Las diferentes etapas del desarrollo de los insectos son muy importantes debido al nivel de sensibilidad que ellos presentan.

Gráfico N° 6.1. RADIOSENSIBILIDAD COMPARATIVA ENTRE ORGANISMOS



FUENTE: Boletín del OIEA, 39, 1, 1997

6.2. LA DISPOSICIÓN DE RESIDUOS EN RACSO Y EL PROBLEMA AMBIENTAL

6.2.1. INTRODUCCIÓN

Como se indicó en el punto 5.4.4.2, RACSO contará a futuro con un repositorio para el almacenamiento de 84 contenedores de 8 Tm de peso, en los cuales se encuentran inmovilizados los residuos radiactivos.

El punto de partida de este estudio se da cuando ha finalizado el período de operación del repositorio y éste ha sido clausurado, cubriéndosele con la cobertura

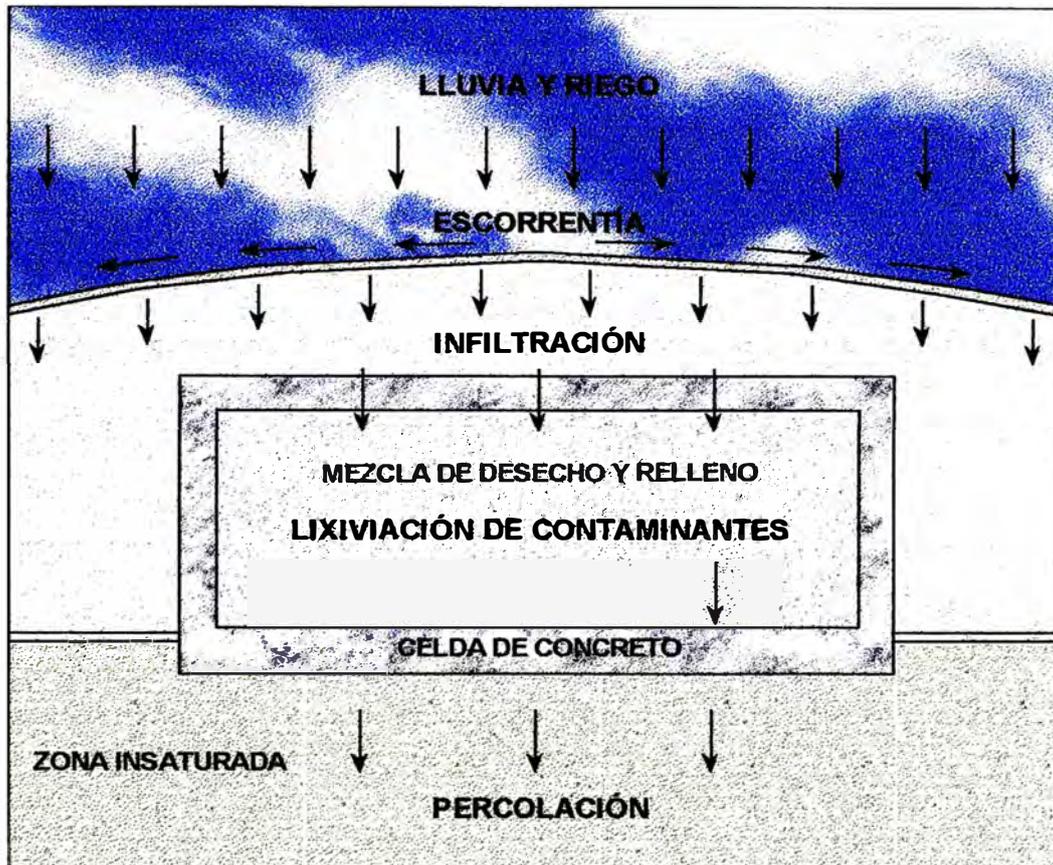
de baja permeabilidad, formada en su mayor parte por tierra del lugar. Después de la clausura del repositorio prosigue la vigilancia hasta un período de 300 años. En este período, las barreras de ingeniería sufren el fenómeno de la degradación, considerándose que el repositorio consta de dos materiales principales, que son, la mezcla de desecho y relleno en el centro, y las paredes de concreto degradado.

Durante este período ocurrirá la infiltración de agua, debido a la lluvia y al riego sobre la superficie de la zona contaminada y los alrededores, siendo el agua el medio de transporte de los contaminantes radiactivos. El agua infiltrada alcanza a penetrar hasta el repositorio a través de las barreras de ingeniería por medio de percolación vertical y continúa su recorrido en forma vertical, existiendo la posibilidad de producirse la lixiviación de los contaminantes radiactivos hacia un acuífero.

Es así como los contaminantes serían transportados por medio del flujo de agua a través de la zona insaturada, en la geosfera, hasta alcanzar la napa freática, donde continuarían su trayectoria por medio del acuífero (véase el esquema N° 6.1).

Como resultado de este evento pueden ocurrir exposiciones de dosis en la población, debido al uso del acuífero mediante un pozo cercano, y por la descarga del acuífero al río Chillón (véase el esquema N° 6.2).

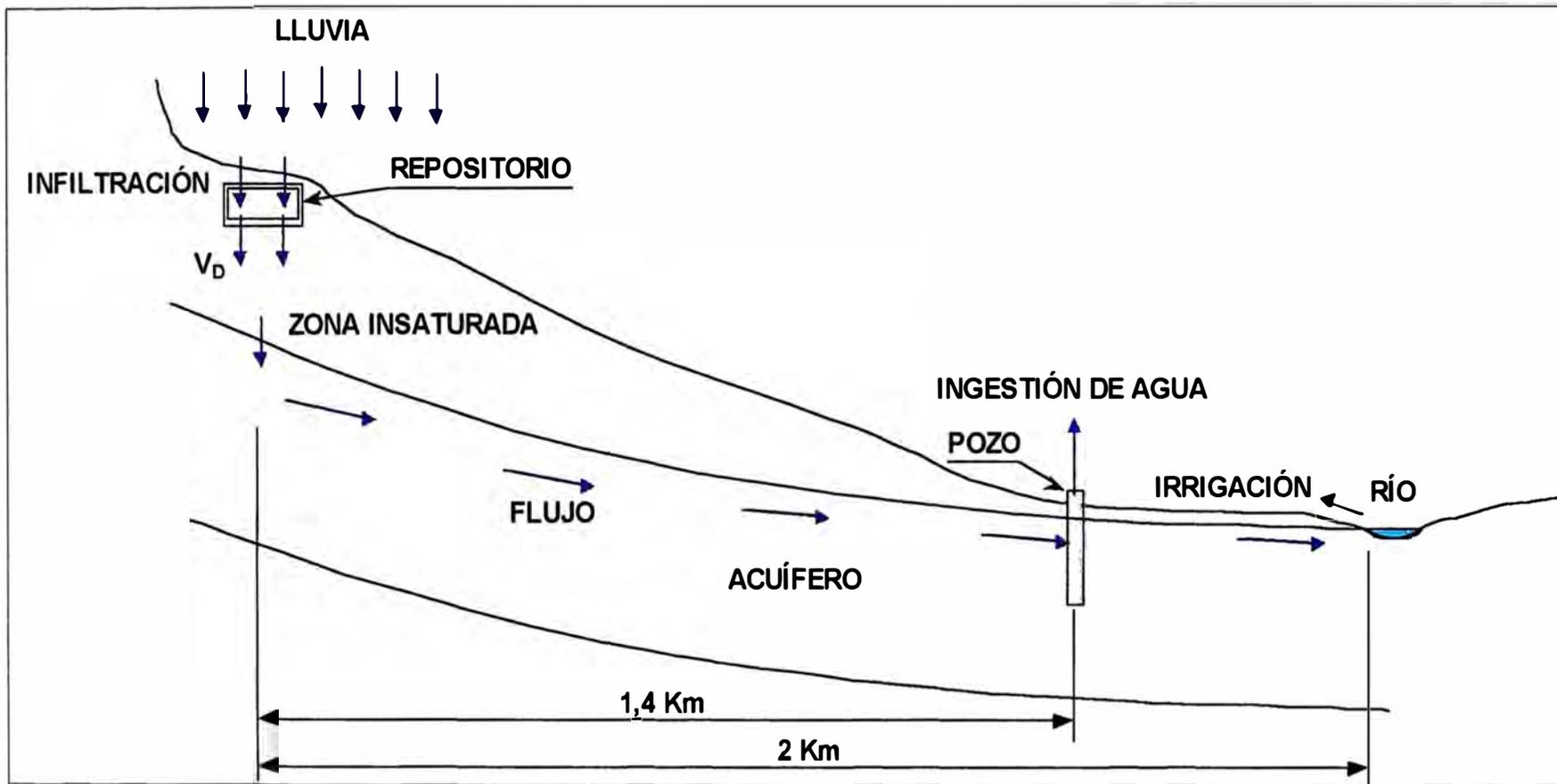
Esquema N° 6.1



6.2.2. RADIATIVIDAD AMBIENTAL

Durante el período de construcción de las instalaciones del Centro Nuclear de Investigaciones del Perú, se realizaron muestreos y mediciones de exposición en la zona con el objeto de obtener los niveles de radiactividad y del fondo natural de radiación, en el lugar del emplazamiento. Este monitoreo preoperacional sirve de base para el monitoreo ambiental rutinario que se realiza durante la operación normal de las instalaciones. Las dosis debidas al fondo natural de radiación en el emplazamiento se debían fundamentalmente a la irradiación de origen natural y a la radiactividad de origen artificial.

Esquema N° 6.2



Entre las diversas fuentes naturales de irradiación externa se cuentan las de origen extraterrestre (rayos cósmicos) y fuentes externas de origen terrestre, es decir, los radionucleídos presentes en la corteza de la tierra y en el aire.

La radiactividad detectable de origen artificial puede ser originada fundamentalmente de dos formas: debida al “fall-out” producido por explosiones nucleares en la atmósfera o por contaminación ambiental de otras instalaciones. Teniendo en cuenta el tipo de instalaciones y los radionucleidos de interés radiosanitario, los únicos nucleídos que se pueden llegar a detectar son de largo período de semidesintegración como el Sr-90 y el Cs-137.

De los resultados de las mediciones realizadas se concluyó que la dosis efectiva anual debida a radiación externa era de $2,4 \times 10^{-4}$ Sv; la dosis equivalente efectiva anual debida a la contaminación interna por Sr-90 y Cs-137 era de $3,8 \times 10^{-7}$ Sv. Además, la dosis producida por aquellos nucleídos naturales, incorporados por el hombre, era de $1,3 \times 10^{-3}$ Sv por año [4].

6.2.3 EVALUACIÓN RADIOSANITARIA

La liberación de efluentes radiactivos al medio ambiente por parte de instalaciones nucleares incrementa, en una pequeña proporción, las dosis naturales y la evaluación de su contribución a la exposición humana constituye un aspecto fundamental en los estudios de emplazamiento para dichas instalaciones. Por otra parte, la evaluación de las implicancias radiológicas de las descargas previstas de efluentes proporciona información de utilidad para la estipulación de límites autorizados para dichas descargas.

La dosis equivalente efectiva colectiva comprometida local (1 a 10 Km de radio) producida por la descarga anual de efluentes durante el funcionamiento del Centro Nuclear sería de 6.2×10^{-5} Sv hombre; el 63% de la misma sería debida a la planta de producción de radioisótopos.

La dosis equivalente efectiva colectiva comprometida regional (1 a 100 Km de radio) sería de 3.9×10^{-4} Sv hombre, debida a las descargas gaseosas.

Las dosis equivalentes efectivas comprometidas máximas estimadas para los individuos más expuestos representan solamente una pequeña fracción de los límites de dosis recomendadas por la Comisión Internacional de Protección Radiológica.

La dosis equivalente efectiva colectiva comprometida estimada en la población resulta ser cinco órdenes de magnitud inferior con respecto a la dosis que normalmente es recibida procedente de fuentes naturales de radiación y equivaldría a unos 100 segundos de exposición a las mismas [4].

6.2.4. DESCRIPCIÓN DEL ESCENARIO

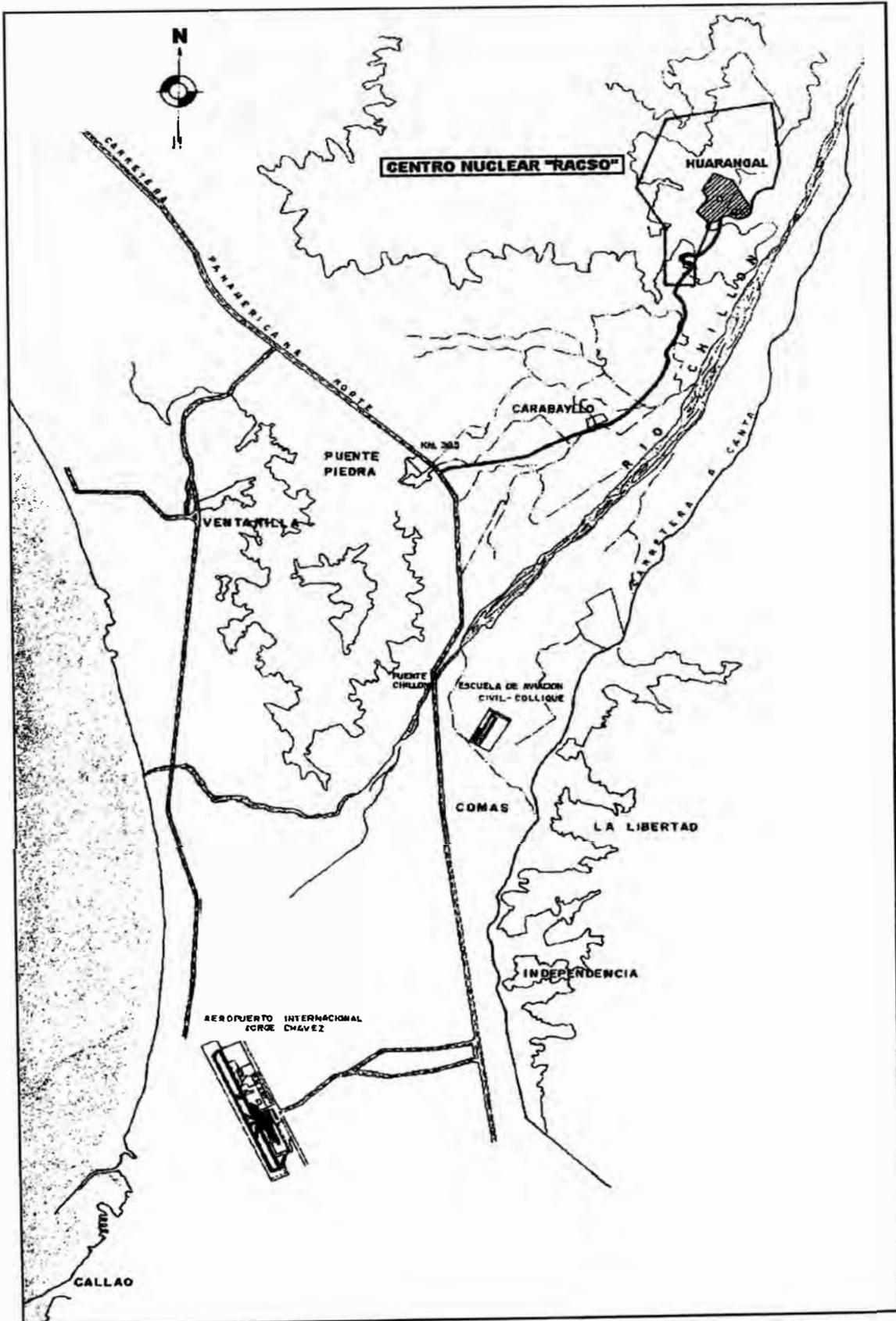
6.2.4.1. UBICACIÓN

El Centro Nuclear Oscar Miró Quesada de la Guerra “RACSO”, de Huarangal, está ubicado aproximadamente a 30 Km del centro de Lima, hacia el norte (véanse los planos de ubicación N° 1, N° 2 y N° 3).

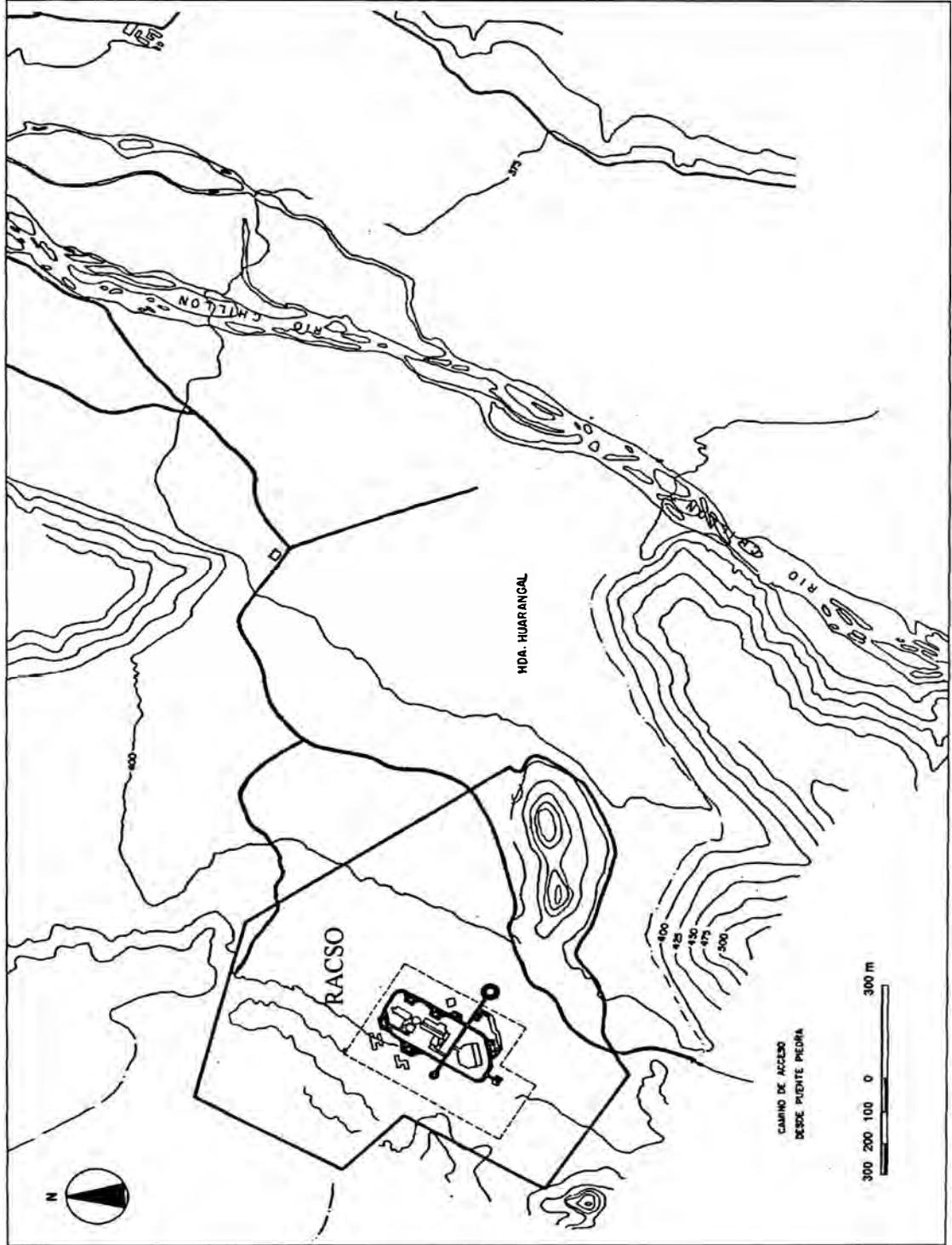
Desde Lima, para llegar a Huarangal, se debe pasar por Puente Piedra y luego tomar el desvío de 12 Km al Este, exclusivo para el Centro Nuclear. RACSO está localizado en unas 125 hectáreas de Huarangal, entre montañas, haciendo una especie de platea con una hermosa vista hacia el valle del río Chillón.

El escenario está basado en la disposición de desechos radiactivos a nivel superficial dentro del área de la instalación de gestión de residuos radiactivos, ubicada en RACSO.

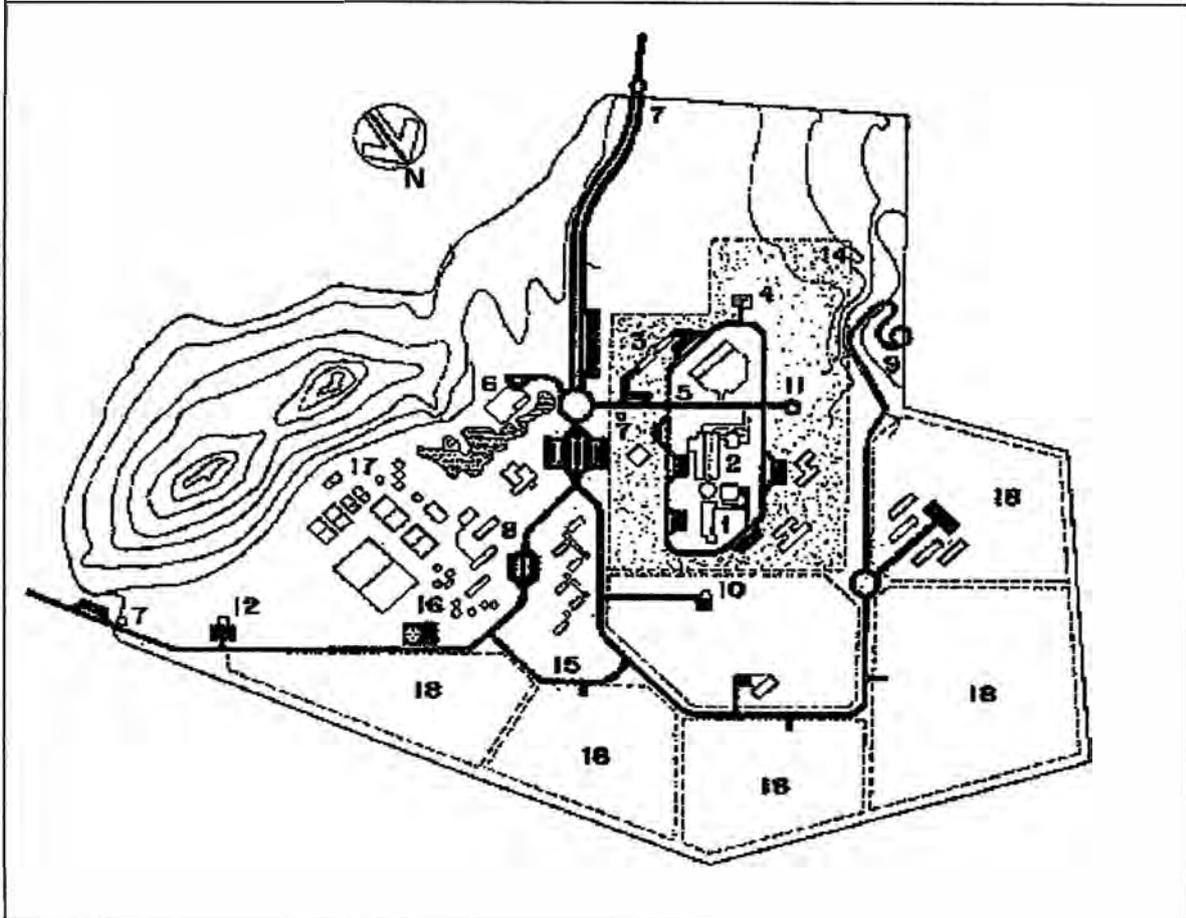
Plano de Ubicación N° 1



Plano de Ubicación N° 2



Plano de Ubicación N° 3



LEYENDA

| | | |
|----|--|---------------------|
| 1 | Reactor y laboratorios auxiliares | 6087 m ² |
| 2 | Planta de Producción de Radioisótopos | 4649 m ² |
| 3 | Área de administración y Seguridad Radiológica | 2360 m ² |
| 4 | Planta de Gestión de Residuos Radiactivos | 163 m ² |
| 5 | Área de Servicios Generales | 1175 m ² |
| 6 | Pabellón de Seguridad | 222 m ² |
| 7 | Control de acceso | 215 m ² |
| 8 | Edificio del comedor y residencia de huéspedes | 1740 m ² |
| 9 | Tanque general de reserva de agua | 5000 m ² |
| 10 | Estación meteorológica | 198 m ² |
| 11 | Tanque de agua tratada | 500 m ² |
| 12 | Planta de tratamiento de efluentes cloacales | 132 m ² |

Existe la posibilidad de que a partir de esta forma de disposición se produzca la lixiviación de actividad hacia un acuífero con exposiciones resultantes del uso del acuífero mediante un pozo y por la descarga del acuífero al río Chillón.

Las interfaces geosfera-biosfera consideradas son: la intersección del agua subterránea por un pozo, y la descarga del agua subterránea al río.

6.2.4.2. CLIMA

El clima del sector es templado y con escasas precipitaciones, sin lluvias durante todo el año.

El Centro Nuclear cuenta con una estación meteorológica de donde se obtienen los siguientes datos:

Precipitación: En esta zona, la precipitación mensual es despreciable, considerándose una precipitación anual máxima de 72 mm.

Presión atmosférica: 958,9 HPa

T_{prom} : 20 °C (véase la tabla N° 6.1)

Humedad relativa: 65% a 90% (véase la tabla N° 6.2)

Evaporación media diaria: 2 mm (véase la tabla N° 6.3)

Tabla N° 6.1. TEMPERATURA MEDIA DEL AIRE (°C)

| MES | AÑO | | | | PROMEDIO |
|-----------|------|------|------|------|----------|
| | 1995 | 1996 | 1997 | 1998 | |
| ENERO | 23,1 | 22,3 | 22,6 | 24,7 | 23,2 |
| FEBRERO | 24,0 | 23,6 | 23,9 | 25,5 | 24,3 |
| MARZO | 23,9 | 23,7 | 24,0 | 25,6 | 24,3 |
| ABRIL | 22,0 | 21,4 | 22,1 | 24,2 | 22,4 |
| MAYO | 20,1 | 18,7 | 21,2 | 20,6 | 20,1 |
| JUNIO | 18,3 | 14,8 | 21,0 | 18,4 | 18,1 |
| JULIO | 14,7 | 14,7 | 20,6 | 17,1 | 16,7 |
| AGOSTO | 14,9 | 15,8 | 19,8 | 16,0 | 16,6 |
| SETIEMBRE | 16,0 | 16,5 | 19,9 | 16,8 | 17,3 |
| OCTUBRE | 17,2 | 17,4 | 19,4 | 18,0 | 18,0 |
| NOVIEMBRE | 19,0 | 17,8 | 20,6 | 19,1 | 19,1 |
| DICIEMBRE | 20,9 | 20,5 | 22,9 | 20,5 | 21,2 |
| PROMEDIO | 19,5 | 18,9 | 21,5 | 20,5 | 20,1 |

FUENTE: Estación Meteorológica del Centro Nuclear RACSO

Tabla N° 6.2. HUMEDAD RELATIVA (%)

| MES | AÑO | | | | PROMEDIO |
|-----------|------|------|------|------|----------|
| | 1995 | 1996 | 1997 | 1998 | |
| ENERO | 79 | 71 | 75 | 83 | 77 |
| FEBRERO | 78 | 66 | 65 | 82 | 73 |
| MARZO | 74 | 68 | 68 | 77 | 72 |
| ABRIL | 75 | 73 | 77 | 75 | 75 |
| MAYO | 76 | 79 | 78 | 81 | 79 |
| JUNIO | 85 | 88 | 78 | 87 | 85 |
| JULIO | 90 | 87 | 78 | 87 | 85 |
| AGOSTO | 88 | 85 | 82 | 88 | 86 |
| SETIEMBRE | 86 | 83 | 84 | 84 | 84 |
| OCTUBRE | 81 | 81 | 82 | 79 | 81 |
| NOVIEMBRE | 79 | 81 | 82 | 78 | 80 |
| DICIEMBRE | 74 | 77 | 81 | 77 | 77 |
| PROMEDIO | 80 | 78 | 77 | 82 | 79 |

FUENTE: Estación Meteorológica del Centro Nuclear RACSO

Tabla N° 6.3. EVAPORACIÓN MEDIA DIARIA (mm)

| MES | AÑO | | | | PROMEDIO |
|-----------|------|------|------|------|----------|
| | 1995 | 1996 | 1997 | 1998 | |
| ENERO | 3,0 | 2,8 | 3,1 | 1,9 | 2,7 |
| FEBRERO | 3,5 | 4,8 | 4,4 | 2,2 | 3,7 |
| MARZO | 3,8 | 4,5 | 3,2 | 3,0 | 3,6 |
| ABRIL | 3,3 | 3,3 | 1,4 | 2,9 | 2,7 |
| MAYO | 2,7 | 2,2 | 2,3 | 1,8 | 2,3 |
| JUNIO | 1,0 | 0,8 | 1,8 | 1,0 | 1,2 |
| JULIO | 0,5 | 1,1 | 2,0 | 1,0 | 1,2 |
| AGOSTO | 0,9 | 1,4 | 1,1 | 0,6 | 1,0 |
| SETIEMBRE | 1,0 | 1,6 | 0,8 | | 1,1 |
| OCTUBRE | 1,4 | 1,5 | 1,7 | | 1,5 |
| NOVIEMBRE | 2,1 | 1,9 | 1,9 | | 2,0 |
| DICIEMBRE | 3,0 | 2,4 | 1,8 | | 2,4 |
| PROMEDIO | 2,2 | 2,4 | 2,1 | 1,8 | 2,1 |

FUENTE: Estación Meteorológica del Centro Nuclear RACSO

Dirección del viento: SSO

Velocidad del viento: 2 m/s

6.2.4.3. INSTALACIÓN DE INGENIERÍA

La instalación considerada está conformada por un repositorio de concreto con relleno y barreras de contención alrededor de los desechos, y una cobertura de múltiples capas (véase el punto 5.4.5).

Las dimensiones de la instalación han sido descritas anteriormente en el punto 5.4.4.2.

Las propiedades que caracterizan al material combinado (desecho y relleno) son propiedades promedio que representan aquellas de diferentes tipos de desechos y relleno del suelo. Como se asume que estas propiedades son suficientemente conservadoras, se considera que no cambian con el tiempo.

A medida que transcurre el tiempo, las barreras de contención van degradándose y aumenta la permeabilidad siendo éste un factor que contribuye a la migración de los contaminantes radiactivos.

Con respecto a la cubierta, se asume que reduce la velocidad de infiltración natural a un promedio de 10 mm/a.

Cronología:

- 1992: Elección del emplazamiento
- 1999: Comienzo de la construcción
- 2001: Comienzo de operación
- 2030: Año previsto para la clausura

6.2.4.4. GEOSFERA

Suelo

Los depósitos cuaternarios de origen aluvial cubren toda la extensión del área de la Pampa de Huarangal y corresponden al cono aluvial del río Chillón. La profundidad del basamento rocoso varía desde 210 m hasta 93 m.

Los materiales de origen aluvial han formado una planicie correspondiente a una terraza joven, formada esencialmente de canto rodado y cascajo arcilloso.

El área de estudio de la instalación, a 425 msnm, está conformada por sedimentos relativamente no consolidados y están compuestos de cantos rodados, cascajo estratificado, arena y arcilla.

No existe peligro de la ocurrencia de huaycos de gran magnitud y la posibilidad de deslizamientos, inundaciones u otros fenómenos de geodinámica externa son nulos.

Acuífero

El agua subterránea se halla en un depósito aluvial y fluye del noroeste al sudeste. La profundidad del depósito debajo de la instalación, determinada por sondeo eléctrico, es de unos 95 m.

El flujo de agua subterránea es perpendicular a la instalación, y descarga en el río Chillón a unos 2 Km de la instalación. La conductividad hidráulica del acuífero es 10^{-5} m/s y el gradiente hidráulico es 1 en 100. Cuando disminuye la profundidad del nivel freático, lo hace a una velocidad aproximada de 0.001 m/a.

El acuífero es considerado como:

- Homogéneo.
- Uniforme.
- Flujo unidireccional sin perturbaciones de fuentes o sumideros.
- Condiciones de estado estacionario.

Los elementos constituyentes de la formación aluvial son: canto rodado, cascajo, arena gruesa y arcilla.

Se asume que el espesor del acuífero es constante e igual a 40 m, y que el contenido de humedad es igual a la porosidad de la región, cuyo valor es de 0.25.

6.2.4.5. BIOSFERA

Se asume que la concentración de contaminantes en cualquier parte de la biosfera es relativamente baja y no es de interés.

Río Chillón

Está ubicado a unos 2 Km del Centro Nuclear. La sección del río frente a Huarangal se encuentra a 354 msnm y tiene las siguientes características:

- Distancia entre los bordes = 100.00 m
- Profundidad al lecho del cauce = 0.60 m
- Área de la sección = 59.01 m²
- Caudal máximo = 157 m³/s

Se estima que el caudal que puede conducir el cauce del río sin peligro de desbordamiento es de 188 m³/s.

Por estas razones se puede descartar, durante la vida útil del proyecto, los daños que puedan causar las descargas del río Chillón a las instalaciones del I.P.E.N.

Pozo

Existe un pozo de 60 m de profundidad ubicado fuera de las fronteras del emplazamiento, a 1.4 Km del repositorio. Por medio de este pozo, el acuífero proporciona agua de consumo al Centro Nuclear. A 40 m de profundidad en el interior del pozo, se tiene una bomba de 100 HP cuya velocidad de bombeo es de 20 l/s. La bomba trabaja alrededor de 60 horas por semana para poder cubrir un consumo aproximado de 18000 m³/mes.

Grupo Crítico

Formado por el grupo humano que reside más cerca del Centro Nuclear, el cual se constituye en la unidad agropecuaria de Huarangal.

Está formado por 236 habitantes entre niños, jóvenes y ancianos que habitan a orillas del río Chillón. Las actividades humanas incluyen el trabajo de agricultura (hortalizas, legumbres, flores, etc.) y la crianza de animales menores (chivos, pavos, patos, cuyes, gallinas, cerdos, etc.) y en mínima proporción la crianza de ganado vacuno. Los cultivos dependen exclusivamente del sistema de riego por zanjias.

La población consume el agua del pozo tanto para bebida como para el ganado y utiliza agua directamente del río para limpieza y para riego.

Abastecimiento de agua

El agua de abastecimiento se lleva al tanque general de reserva de agua y de allí se efectúa la distribución como sigue:

- El 30 % se lleva a la Planta de tratamiento de aguas.
- El resto se emplea para el riego de las áreas verdes.

En todos los casos de emergencia, la totalidad del abastecimiento de agua puede emplearse en el sistema contra incendios.

El tanque general de reserva de agua se encuentra ubicado en la parte alta del Centro Nuclear y tiene una capacidad de 5000 m³.

La Planta de tratamiento de aguas cuenta con un tanque elevado de 300 m³ de capacidad total, dividido en dos compartimentos: uno de 150 m³ para almacenamiento de agua potable y otro de 150 m³ para almacenamiento de agua industrial. El consumo de agua tratada es:

- 67 % de agua potable.
- 33 % de agua industrial.

Del total de agua potable que se produce en la planta, el 10% se destina para su consumo en el centro poblado de Huarangal y el resto lo consume el Centro Nuclear.

6.2.4.6. RADIONUCLEIDOS

Los radionucleidos considerados para la evaluación son C-14, Fe-55, Co-60, Sr-90, Cs-137, Ra-226 y Am-241 (en el programa de simulación se pueden considerar hasta diez especies diferentes).

La selección de estos radionucleidos se ha hecho sobre la base de su largo período de semidesintegración (véase la tabla N° 6.4 y el gráfico N° 6.2).

Luego, se muestran las principales cadenas de decaimiento (véanse los diagramas N° 6.1, N° 6.2 y N° 6.3) y los radionucleidos resultantes con sus periodos de semidesintegración (véase la tabla N° 6.5). En el programa de simulación se pueden considerar hasta diez cadenas de decaimiento y hasta diez miembros en una cadena de decaimiento.

Tabla N° 6.4. RADIONUCLEIDOS SELECCIONADOS

| Radionucleido | Periodo de semidesintegración (años) |
|---------------|--------------------------------------|
| C-14 | 5730 |
| Fe-55 | 2.735 |
| Co-60 | 5.271 |
| Sr-90 | 28.15 |
| Cs-137 | 30.2 |
| Ra-226 | 1600 |
| Am-241 | 432.7 |

Gráfico N°6.2. PERIODOS DE SEMIDESINTEGRACIÓN DE LOS RADIONUCLEIDOS SELECCIONADOS

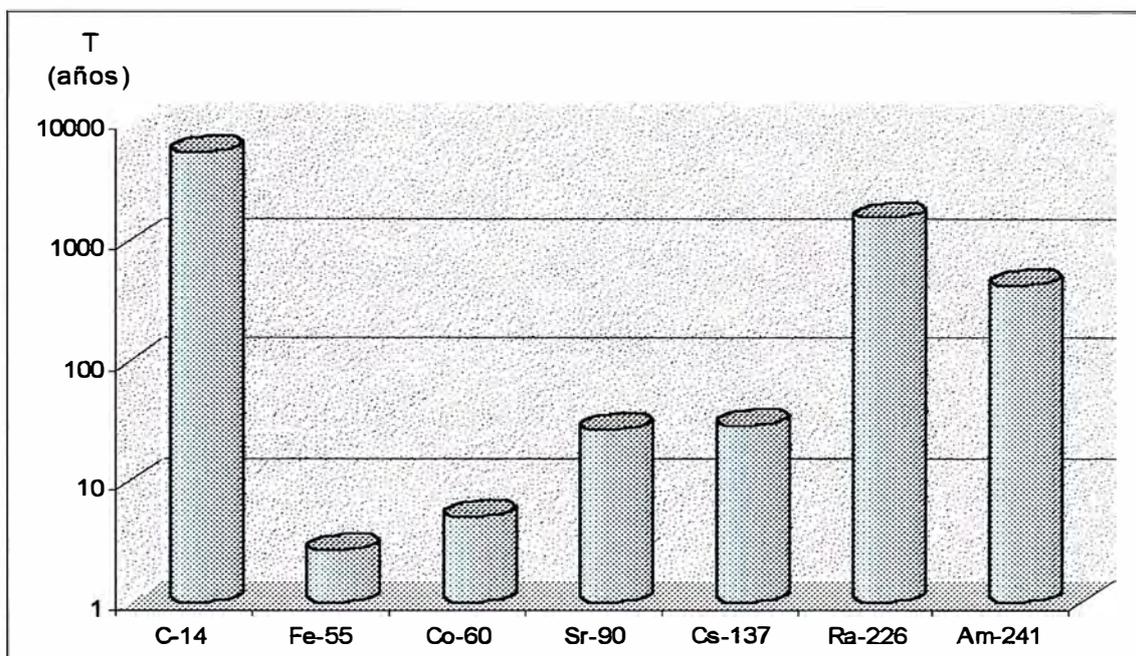


Diagrama N° 6.1. CADENA DE DECAIMIENTO DEL Sr-90

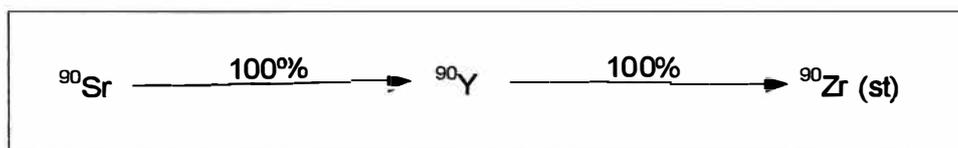


Diagrama N° 6.2. CADENA DE DECAIMIENTO DEL Cs-137

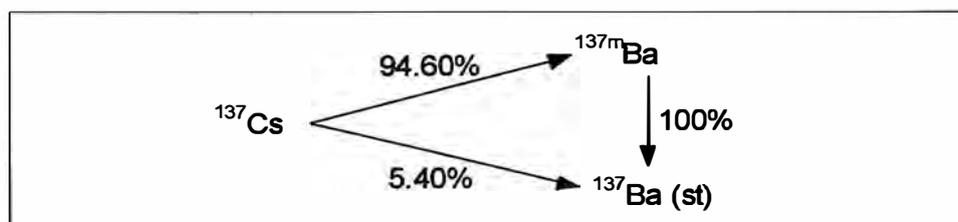
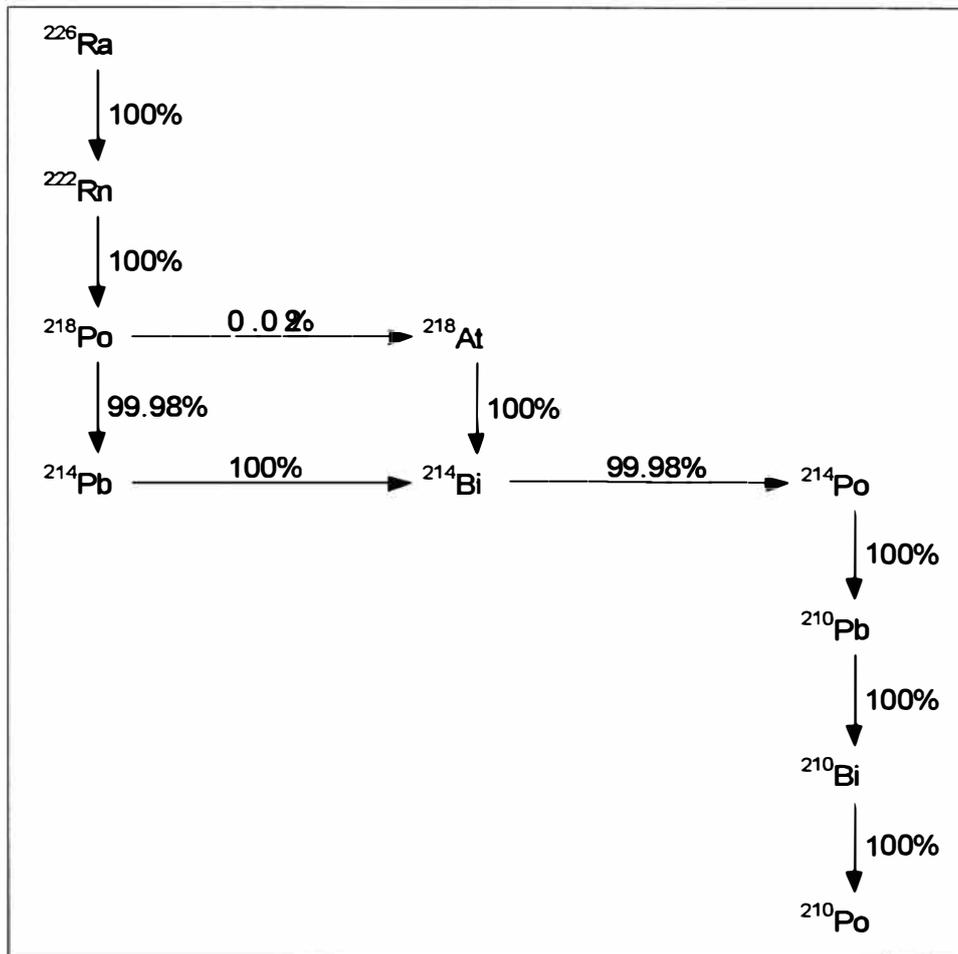


Diagrama N° 6.3. CADENA DE DECAIMIENTO DEL Ra-226**Tabla N° 6.5. RADIONUCLEIDOS HIJAS**

| Radionucleido | Período de semidesintegración | |
|---------------|-------------------------------|-------------------------|
| | | (años) |
| Ba-137m | 2.55 min | 4.855×10^{-6} |
| Rn-222 | 3.8235 d | 1.048×10^{-2} |
| Po-218 | 3.05 min | 5.803×10^{-6} |
| Pb-214 | 26.8 min | 5.099×10^{-5} |
| At-218 | 2 s | 6.342×10^{-8} |
| Bi-214 | 19.9 min | 3.767×10^{-5} |
| Po-214 | 1.643×10^{-4} s | 5.210×10^{-12} |
| Pb-210 | 22.30 a | 2.230×10^1 |
| Bi-210 | 5.012 d | 1.373×10^{-2} |
| Po-210 | 138.38 d | 3.791×10^{-1} |
| Y-90 | 2.6718 d | 7.306×10^{-3} |

En función a los mayores periodos de semidesintegración, los radionucleidos hijas considerados para la evaluación son Pb-210 y Po-210, y se asume que se encuentran en equilibrio secular para el término fuente y el transporte a través de la geosfera.

6.2.4.7. INVENTARIO RADIATIVO

La Planta de Gestión de Residuos Radiactivos cuenta con bases de datos de la totalidad de desechos radiactivos que son gestionados y de fuentes radiactivas que se están utilizando en todo el país.

El inventario estimado de cada radionucleido es la actividad total en bequerelios al final del período de operación del repositorio, y proviene de tres fuentes de información:

- a) Actividad producida en operación normal del Centro Nuclear e instalaciones radiactivas.
- b) Actividad contenida en el almacén temporal.
- c) Actividad total de las fuentes utilizadas por usuarios externos.

a) INVENTARIO PRODUCIDO EN EL CENTRO NUCLEAR E INSTALACIONES RADIATIVAS

Se ha realizado un estimado anual del volumen de contaminantes de los desechos radiactivos producidos en operación normal del Centro Nuclear e instalaciones radiactivas, considerando una tasa de incremento anual del 5% en el volumen producido anualmente (véase la tabla N° 6.6).

Tabla N° 6.6
VOLUMEN ANUAL DE PRODUCCION DE DESECHOS RADIACTIVOS
(m³/año)

Tasa de incremento anual = 5%

| | 1998 | 1999 | 2000 | 2001 | 2002 | 2003 | 2004 | 2005 | 2006 | 2007 | 2008 |
|--------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| Cs-137 | 0.640 | 0.672 | 0.706 | 0.741 | 0.778 | 0.817 | 0.858 | 0.901 | 0.946 | 0.993 | 1.042 |
| Co-60 | 0.350 | 0.368 | 0.386 | 0.405 | 0.425 | 0.447 | 0.469 | 0.492 | 0.517 | 0.543 | 0.570 |
| Ra-226 | 0.082 | 0.086 | 0.090 | 0.095 | 0.100 | 0.105 | 0.110 | 0.115 | 0.121 | 0.127 | 0.134 |
| Am-241 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 | 0.000 |
| Fe-55 | 0.030 | 0.032 | 0.033 | 0.035 | 0.036 | 0.038 | 0.040 | 0.042 | 0.044 | 0.047 | 0.049 |
| Sr-90 | 0.040 | 0.042 | 0.044 | 0.046 | 0.049 | 0.051 | 0.054 | 0.056 | 0.059 | 0.062 | 0.065 |
| C-14 | 0.004 | 0.004 | 0.004 | 0.005 | 0.005 | 0.005 | 0.005 | 0.006 | 0.006 | 0.006 | 0.007 |

| | 2009 | 2010 | 2011 | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 |
|--------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| Cs-137 | 1,095 | 1,149 | 1,207 | 1,267 | 1,331 | 1,397 | 1,467 | 1,540 | 1,617 | 1,698 | 1,783 |
| Co-60 | 0,599 | 0,629 | 0,660 | 0,693 | 0,728 | 0,764 | 0,802 | 0,842 | 0,884 | 0,929 | 0,975 |
| Ra-226 | 0,140 | 0,147 | 0,155 | 0,162 | 0,170 | 0,179 | 0,188 | 0,197 | 0,207 | 0,218 | 0,228 |
| Am-241 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 |
| Fe-55 | 0,051 | 0,054 | 0,057 | 0,059 | 0,062 | 0,065 | 0,069 | 0,072 | 0,076 | 0,080 | 0,084 |
| Sr-90 | 0,068 | 0,072 | 0,075 | 0,079 | 0,083 | 0,087 | 0,092 | 0,096 | 0,101 | 0,106 | 0,111 |
| C-14 | 0,007 | 0,007 | 0,008 | 0,008 | 0,008 | 0,009 | 0,009 | 0,010 | 0,010 | 0,011 | 0,011 |

| | 2020 | 2021 | 2022 | 2023 | 2024 | 2025 | 2026 | 2027 | 2028 | 2029 | 2030 | Promedio |
|--------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|----------|
| Cs-137 | 1,872 | 1,966 | 2,064 | 2,167 | 2,276 | 2,389 | 2,509 | 2,634 | 2,766 | 2,904 | 3,050 | 1,553 |
| Co-60 | 1,024 | 1,075 | 1,129 | 1,185 | 1,244 | 1,307 | 1,372 | 1,441 | 1,513 | 1,588 | 1,668 | 0,849 |
| Ra-226 | 0,240 | 0,252 | 0,264 | 0,278 | 0,292 | 0,306 | 0,321 | 0,338 | 0,354 | 0,372 | 0,391 | 0,199 |
| Am-241 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 | 0,000 |
| Fe-55 | 0,088 | 0,092 | 0,097 | 0,102 | 0,107 | 0,112 | 0,118 | 0,123 | 0,130 | 0,136 | 0,143 | 0,073 |
| Sr-90 | 0,117 | 0,123 | 0,129 | 0,135 | 0,142 | 0,149 | 0,157 | 0,165 | 0,173 | 0,182 | 0,191 | 0,097 |
| C-14 | 0,012 | 0,012 | 0,013 | 0,014 | 0,014 | 0,015 | 0,016 | 0,016 | 0,017 | 0,018 | 0,019 | 0,010 |

Los promedios son calculados desde el año 1998 hasta el año 2030

Posteriormente, el valor promedio de los volúmenes de producción anual de cada radionucleido, se tomará como volumen anual constante para realizar el cálculo de la actividad anual producida por radionucleido.

En el cálculo de la actividad de cada radionucleido, para todos los años hasta el final del período de operación, se toma en cuenta la ecuación del decaimiento radiactivo:

$$A_n = A_0 e^{-\lambda t} \quad (6.2.1)$$

donde: A_n = actividad después de n años
 A_0 = actividad inicial
 λ = constante de desintegración (1/años)
n = tiempo transcurrido (años)
t = intervalo de tiempo (años)

La constante de desintegración se calcula en función del período de semidesintegración de cada radionucleido:

$$\lambda = \text{Ln } 2 / T \quad (6.2.2)$$

Los resultados del cálculo de λ se muestran en la tabla 6.7.

Tabla N° 6.7

| Radionucleido | Periodo de semidesintegración T (años) | Constante de desintegración λ (a⁻¹) |
|----------------------|---|--|
| C-14 | 5730 | 0,0001210 |
| Fe-55 | 2,735 | 0,2534359 |
| Co-60 | 5,271 | 0,1315020 |
| Sr-90 | 28,15 | 0,0246233 |
| Cs-137 | 30,2 | 0,0229519 |
| Ra-226 | 1600 | 0,0004332 |
| Am-241 | 432,7 | 0,0016019 |

Considerando que el año 1999 es el primer año del período de producción de residuos radiactivos en el Centro Nuclear e instalaciones radiactivas, se tiene que, la actividad para el año 1999 es la actividad inicial, y es igual a la actividad producida anualmente (A_0). Los valores de la actividad anual producida se muestran en la tabla N° 6.8.

$$A_{1999} = A_0$$

Al calcular las actividades de los siguientes años, se toma en cuenta el decaimiento radiactivo (ecuación 6.2.1) de la actividad obtenida el año anterior.

$$\begin{aligned} \text{Para el año 2000: } A_{2000} &= A_0 + A_{1999} \exp(-\lambda t) \\ A_{2000} &= A_0 + A_0 \exp(-\lambda t) = A_0 [1 + \exp(-\lambda t)] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{Para el año 2001: } A_{2001} &= A_0 + A_{2000} \exp(-\lambda t) \\ A_{2001} &= A_0 + A_0 [1 + \exp(-\lambda t)] \exp(-\lambda t) \\ A_{2001} &= A_0 [1 + \exp(-\lambda t) + \exp^2(-\lambda t)] \end{aligned}$$

donde: $t = 1$ año

Para el último año del período de operación, la actividad de cada radionucleido es como sigue:

$$A = A_0 \left[1 + \sum_{i=1}^n \exp^i(-\lambda t) \right] \quad (6.2.3)$$

Los valores obtenidos se muestran en la tabla N° 6.9.

Tabla N° 6.8. INVENTARIO DE DESECHOS RADIATIVOS PRODUCIDOS EN OPERACIÓN NORMAL DEL CENTRO NUCLEAR E INSTALACIONES RADIATIVAS

| Radionucleido | Volumen Anual (m ³ /año) | Actividad Producida | |
|---------------|-------------------------------------|----------------------|----------|
| | | (Bq/m ³) | (Bq/año) |
| Cs-137 | 1,55 | 1,50E+10 | 2,33E+10 |
| Co-60 | 0,85 | 4,00E+11 | 3,40E+11 |
| Ra-226 | 0,20 | 4,00E+10 | 7,96E+09 |
| Am-241 | 0,00 | 3,00E+09 | 0,00E+00 |
| Fe-55 | 0,07 | 1,00E+10 | 7,28E+08 |
| Sr-90 | 0,10 | 1,00E+11 | 9,70E+09 |
| C-14 | 0,01 | 1,00E+06 | 9,70E+03 |

**Tabla N° 6.9. INVENTARIO DE DESECHOS RADIACTIVOS
PRODUCIDOS EN OPERACIÓN NORMAL DEL
CENTRO NUCLEAR E INSTALACIONES RADIACTIVAS**

| Radionucleido | Actividad (Bq) al año | | | | | |
|---------------|-----------------------|----------|----------|----------|-----------------------------|----------|
| | 1999 | 2000 | 2001 | 2002 | $\Sigma \exp^n(-\lambda t)$ | 2030 |
| Cs-137 | 2,33E+10 | 4,61E+10 | 6,83E+10 | 9,00E+10 | 22,40723 | 5,45E+11 |
| Co-60 | 3,40E+11 | 6,37E+11 | 8,99E+11 | 1,13E+12 | 7,00956 | 2,72E+12 |
| Ra-226 | 7,96E+09 | 1,59E+10 | 2,39E+10 | 3,18E+10 | 31,77233 | 2,61E+11 |
| Am-241 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 31,16868 | 0,00E+00 |
| Fe-55 | 7,28E+08 | 1,29E+09 | 1,73E+09 | 2,07E+09 | 3,46583 | 3,25E+09 |
| Sr-90 | 9,70E+09 | 1,92E+10 | 2,84E+10 | 3,74E+10 | 21,87101 | 2,22E+11 |
| C-14 | 9,70E+03 | 1,94E+04 | 2,91E+04 | 3,88E+04 | 31,93621 | 3,20E+05 |

Periodo = 32 años, a partir del 31 de Diciembre del año 1998

b) INVENTARIO CONTENIDO EN EL ALMACÉN TEMPORAL

En el almacén temporal de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos, descrito en el punto 5.4.4.1, se encuentran los cilindros ya acondicionados, cuyo contenido de actividad se muestra en la tabla N° 6.10.

**Tabla N° 6.10. INVENTARIO DE DESECHOS RADIACTIVOS
ACONDICIONADOS EN LA P.G.R.R.**

| Radionucleido | Actividad (Bq) | | N° fuentes | N° Cilindros |
|---------------|----------------|----------|------------|--------------|
| | 1998 | 2030 | | |
| Cs-137 | 3,72E+14 | 1,78E+14 | 54 | 11 |
| Co-60 | 2,80E+13 | 4,17E+11 | 6 | 2 |
| Ra-226 | 4,00E+09 | 3,94E+09 | 22 | 1 |
| Am-241 | 5,00E+09 | 4,75E+09 | 163 | 16 |
| Fe-55 | 1,40E+10 | 4,21E+06 | 1 | 1 |
| Sr-90 | 1,00E+11 | 4,55E+10 | 1 | 1 |
| C-14 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0 | 0 |
| | | | 247 | 32 |

Ubicación: Almacén temporal

c) INVENTARIO POTENCIAL PROCEDENTE DE USUARIOS EXTERNOS

Para estimar la actividad final de los desechos radiactivos provenientes de usuarios externos, se ha considerado, de forma conservadora, una tasa de incremento anual constante igual al 2% de la actividad total que se tiene registrada en la base de datos, haciéndose previamente los cálculos de actividades totales por radionucleido y la respectiva conversión de unidades (véase la tabla N° 6.11).

Tabla N° 6.11. ACTIVIDAD TOTAL POR RADIONUCLEIDO PROVENIENTE DE USUARIOS EXTERNOS

| | Actividad actual 1998 | | Incremento de actividad* (Bq) al año: | |
|--------|--------------------------|----------|--|----------|
| | Ci | Bq | 1999 | 2030 |
| Co-60 | 2,97E+05 | 1,10E+16 | 2,20E+14 | 7,04E+15 |
| Kr-85 | 8,80E-01 | 3,26E+10 | 6,51E+08 | 2,08E+10 |
| Sr-90 | 1,53E+00 | 5,65E+10 | 1,13E+09 | 3,62E+10 |
| Cs-137 | 3,41E+04 | 1,26E+15 | 2,53E+13 | 8,08E+14 |
| Ra-226 | 2,26E+01 | 8,35E+11 | 1,67E+10 | 5,34E+11 |
| Am-241 | 4,25E+02 | 1,57E+13 | 3,14E+11 | 1,01E+13 |

$$1 \text{ Ci} = 3,70\text{E}+10 \text{ Bq}$$

Tasa de incremento anual = 2% de la actividad actual (1998)

(*) No se considera decaimiento radiactivo para el incremento en la actividad ya que esto viene implícito en la tasa de incremento anual

A la actividad registrada como actual se le aplica el decaimiento radiactivo, obteniéndose su nueva actividad para el año 2030. A esta actividad obtenida se le suma el incremento de actividad calculado anteriormente, dando como resultado el inventario potencial total (véase la tabla N° 6.12).

**Tabla N° 6.12 INVENTARIO POTENCIAL DE DESECHOS
RADIATIVOS A SER GESTIONADOS**

| Radionucleido acondicionado | Actividad (Bq) | | | |
|-----------------------------|----------------|----------|----------|----------|
| | 1998 | 2030 | Δ | Total |
| Cs-137 | 1,26E+15 | 6,06E+14 | 8,08E+14 | 1,41E+15 |
| Co-60 | 1,10E+16 | 1,64E+14 | 7,04E+15 | 7,20E+15 |
| Ra-226 | 8,35E+11 | 8,23E+11 | 5,34E+11 | 1,36E+12 |
| Am-241 | 1,57E+13 | 1,49E+13 | 1,01E+13 | 2,50E+13 |
| Fe-55 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |
| Sr-90 | 5,65E+10 | 2,57E+10 | 3,62E+10 | 6,18E+10 |
| C-14 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 0,00E+00 |

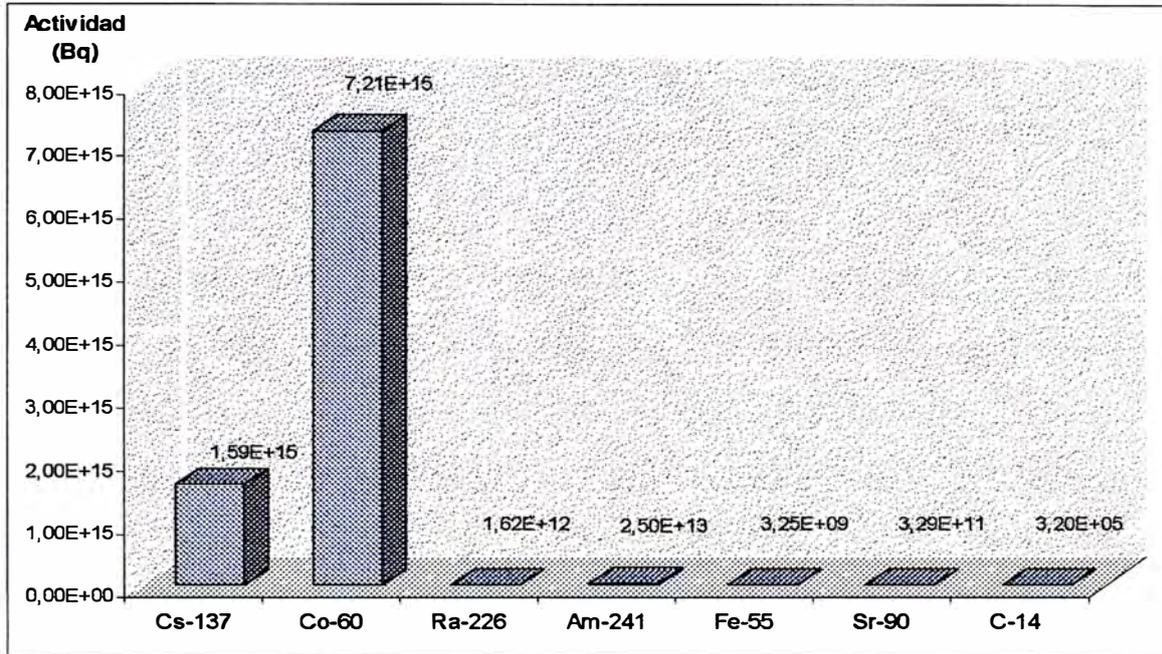
Fuente: Usuarios externos

Finalmente, a partir de los valores dados en las tablas anteriores, se calcula el inventario total de los radionucleidos contaminantes contenidos en los desechos radiactivos, al final del período de operación del repositorio (véase la tabla N° 6.13 y el gráfico N°6.3).

**Tabla N° 6.13 INVENTARIO TOTAL DE DESECHOS RADIATIVOS
AL FINAL DEL PERIODO DE OPERACIÓN**

| Radionucleido acondicionado | Actividad (Bq) | | | |
|-----------------------------|----------------|----------|-----------|----------|
| | Produc. | Almacén | Potencial | Total |
| Cs-137 | 5,45E+11 | 1,78E+14 | 1,41E+15 | 1,59E+15 |
| Co-60 | 2,72E+12 | 4,17E+11 | 7,20E+15 | 7,21E+15 |
| Ra-226 | 2,61E+11 | 3,94E+09 | 1,36E+12 | 1,62E+12 |
| Am-241 | 0,00E+00 | 4,75E+09 | 2,50E+13 | 2,50E+13 |
| Fe-55 | 3,25E+09 | 4,21E+06 | 0,00E+00 | 3,25E+09 |
| Sr-90 | 2,22E+11 | 4,55E+10 | 6,18E+10 | 3,29E+11 |
| C-14 | 3,20E+05 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 3,20E+05 |

Periodo = 32 años, a partir del 31 de Diciembre del año 1998

Gráfico N° 6.3. INVENTARIO TOTAL

A continuación, se muestra un resumen de la estimación del número de cilindros de residuos radiactivos a ser dispuestos en el repositorio.

Tabla N° 6.14. NÚMERO DE CILINDROS DE USUARIOS EXTERNOS

Incremento en el N° de fuentes =

| | |
|-------|-------|
| anual | total |
| 2% | 64% |

| Radionucleido acondicionado | N° fuentes | | N° fnts/cilindr | N° cilindros | |
|-----------------------------|------------|--------|-----------------|--------------|-------|
| | 1998 | 2030 | | 1998 | 2030 |
| Cs-137 | 264 | 433,0 | 5 | 52,8 | 86,6 |
| Co-60 | 64 | 105,0 | 5 | 12,8 | 21,0 |
| Ra-226 | 429 | 703,6 | 15 | 28,6 | 46,9 |
| Am-241 | 153 | 250,9 | 10 | 15,3 | 25,1 |
| Fe-55 | 0 | 0,0 | 5 | 0,0 | 0,0 |
| Sr-90 | 25 | 41,0 | 8 | 3,1 | 5,1 |
| C-14 | 0 | 0,0 | 10 | 0,0 | 0,0 |
| | 935 | 1533,4 | | 112,6 | 184,7 |

Capacidad de cilindro = 0,22 m³/cilindro

Reducción de volumen = 30%

Tabla N° 6.15. CANTIDAD ESTIMADA DE CILINDROS

| Radionucleido | Volumen | | N° de cilindros | | | | |
|---------------|--------------------------------|---------------------------|-----------------|-------|----------------------|----------------|------|
| | Anual (m ³ /año) | 2030 (m ³) | Producción | | Usuarios Externos | Total | |
| | | | Anual | 2030 | | Calculado | Real |
| Cs-137 | 1,55 | 49,7 | 4,94 | 158,1 | 86,59 | 244,69 | 245 |
| Co-60 | 0,85 | 27,2 | 2,70 | 86,5 | 20,99 | 107,45 | 108 |
| Ra-226 | 0,20 | 6,4 | 0,63 | 20,3 | 46,90 | 67,16 | 68 |
| Am-241 | 0,00 | 0,0 | 0,00 | 0,0 | 25,09 | 25,09 | 26 |
| Fe-55 | 0,07 | 2,3 | 0,23 | 7,4 | 0,00 | 7,41 | 8 |
| Sr-90 | 0,10 | 3,1 | 0,31 | 9,9 | 5,13 | 15,01 | 16 |
| C-14 | 0,01 | 0,3 | 0,03 | 1,0 | 0,00 | 0,99 | 1 |
| | | | 8,85 | | | Total = | 472 |

N° de cilindros acondicionados hasta 1998 (almacén temporal): 32 cilindros

N° total de cilindros a ser dispuestos en el repositorio: 504 cilindros

Se espera que, al final del período de operación y basándose en el volumen total gestionado, se cope la capacidad del repositorio.

6.3. METODOLOGÍA DE EVALUACIÓN DE SEGURIDAD

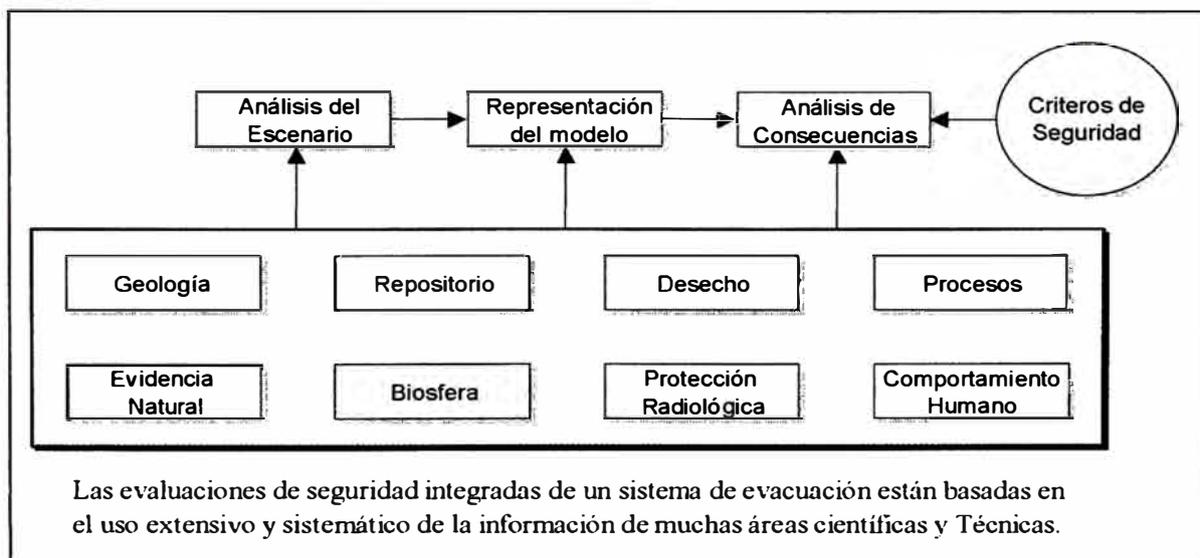
Los sistemas, comúnmente referidos como repositorios, son diseñados para asegurar que los riesgos de emisión peligrosa de desechos hacia el medio ambiente sean tan bajos que fueran aceptables para las autoridades reguladoras y para el público.

La seguridad a largo plazo de cualquier sistema de disposición de desechos dañinos debe ser convincentemente demostrada antes de su implementación. Para los desechos radiactivos, las evaluaciones de seguridad a escalas de tiempo mucho más lejanas que el horizonte normal de la planificación social y técnica ya han sido conducidas en muchos países. Estas evaluaciones proporcionan los medios principales para investigar, cuantificar, y explicar la seguridad a largo plazo de un concepto y lugar de disposición seleccionado. Una evaluación de seguridad consta de varios elementos interrelacionados:

- Identificación amplia de la posible evolución futura del sistema de disposición seleccionado. Este proceso es llamado desarrollo del escenario.
- Desarrollo y aplicación de modelos apropiados.
- Cálculo de consecuencias radiológicas potenciales en una evaluación integrada.
- Análisis de incertidumbre y sensibilidad.
- Validación y revisión de todos los componentes de la evaluación.
- Comparación de los resultados con los criterios.

La retroalimentación entre estos elementos y la iteración a través del conjunto completo de elementos son aspectos importantes de la evaluación de seguridad (véase el diagrama N°6.4).

Diagrama N° 6.4. EVALUACIÓN DE SEGURIDAD



6.3.1. DESARROLLO DEL ESCENARIO

El desarrollo del escenario es un procedimiento para identificar los rasgos, eventos, y procesos que requieren tratamiento por modelamiento y cálculo de consecuencia. La imaginación humana y juicio científico, unidos al conocimiento de los sistemas naturales y barreras de ingeniería, forman la base del desarrollo del escenario.

La aproximación práctica al desarrollo del escenario más comúnmente adoptada utiliza los siguientes pasos interactivos:

- Identificación y clasificación de los factores que podrían ser considerados importantes para la seguridad del sistema de disposición (véase la tabla N° 6.16).
- Selección preliminar de esta lista de factores de acuerdo a criterios explícitos de selección, tales como razonabilidad física, probabilidad de ocurrencia, o afectación potencial al repositorio o al medio ambiente.
- Combinación de los factores remanentes dentro de un conjunto de escenarios.
- Selección de este conjunto de escenarios de acuerdo a criterios explícitos y establecimiento de un conjunto final de escenarios representativos para el modelamiento detallado y análisis de consecuencia.

El diagrama N° 6.5 muestra un flujo típico para el desarrollo del escenario. El desarrollo del escenario es un proceso iterativo con múltiples lazos de retroalimentación. La selección del escenario, por ejemplo, está influenciada por el modelamiento y los cálculos de consecuencia que le siguen.

Diagrama N° 6.5. DESARROLLO DEL ESCENARIO

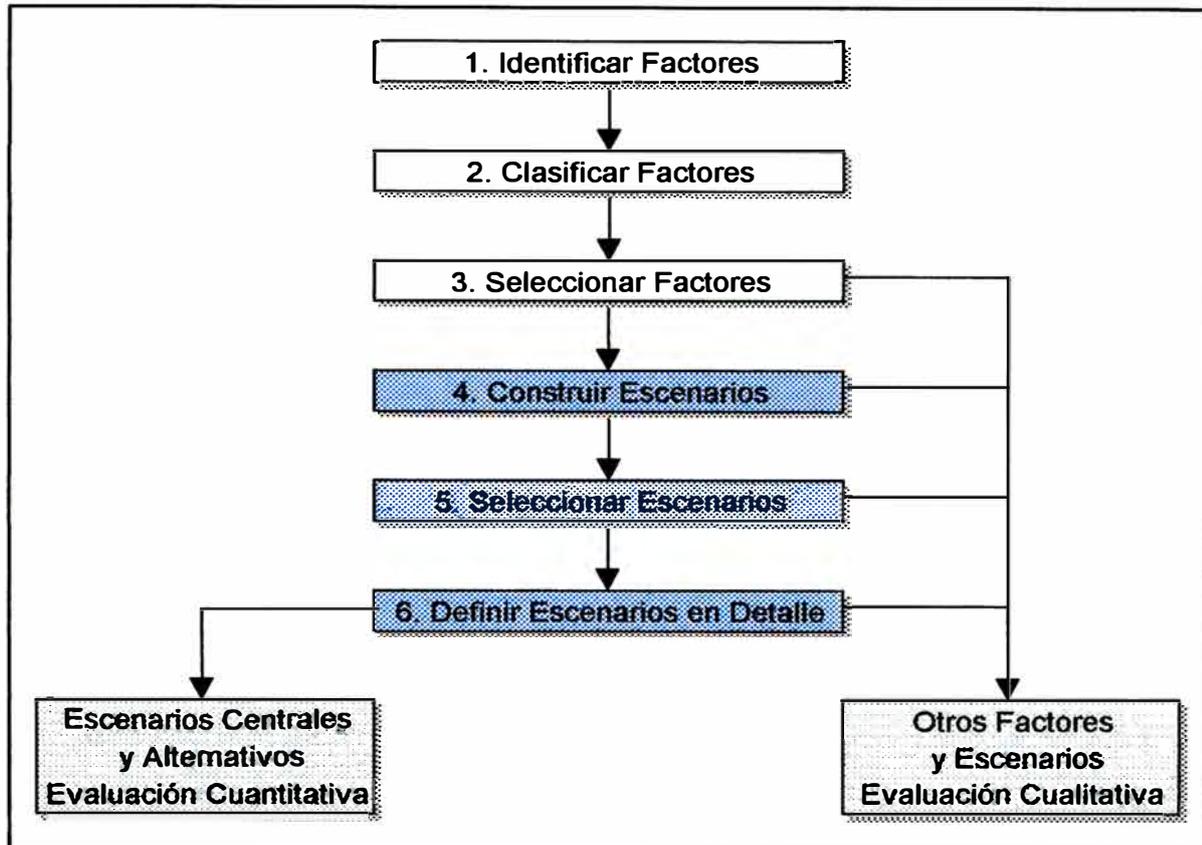


Tabla N° 6.16. FACTORES CONSIDERADOS EN EL DESARROLLO DEL ESCENARIO

a) FENÓMENOS NATURALES

| Extraterrestre | Geológico |
|--|--|
| Impacto de meteoritos Insolación solar | Tectónica de placa Cambios en el campo magnético de la Tierra Actividad magmática Actividad metamórfica Diagénesis Elevación y sumersión Diapirismo Sismicidad Activación de falla |
| Hidrológico | Transporte/Geoquímico |
| Cambios de flujo de río/nivel del agua Inundación Recarga en aguas subterráneas Descarga de aguas subterráneas Flujo de aguas subterráneas Condiciones de aguas subterráneas Intrusión salina o agua dulce Efectos en la interfase agua salina/ dulce Efectos térmicos naturales | Adevección y dispersión Difusión Difusión matricial Transporte mediante gas Flujo de multifase y flujo conducido por gas Limite de solubilidad Sorción Disolución, precipitación y cristalización |

b) ACTIVIDADES HUMANAS

| Diseño y construcción |
|---|
| Intrusiones pasadas no detectadas |
| Investigación del deterioro/degradación del sello del agujero |
| Deterioro/degradación del sello de pozo o túnel de acceso |
| Cambios del campo de fuerza, colonización, sumersión o escabamiento |
| Desaguado de la roca huésped |
| Defectos del material, por ejemplo, defectos del canister |
| Fallas de causa común |
| Construcción de calidad pobre |
| Modificación del diseño |
| Actividades de Post-cierre subterráneo (intrusión) |
| Recuperación de los materiales del repositorio |
| Intrusión maliciosa, por ejemplo, sabotaje, acto de guerra |
| Perforación para exploración |
| Perforación para explotación |
| Producción de energía geotérmica |
| Explotación de recursos mineros |
| Construcción de un túnel |
| Construcción subterránea |
| Investigación arqueológica |
| Inyección de desechos líquidos |
| Extracción de aguas subterráneas |
| Prueba nuclear subterránea |

c) EFECTOS DE LOS DESECHOS Y DEL REPOSITORIO

| Térmicos (Nucleares y Químicos) |
|--|
| Respuesta diferencial elástica |
| Respuesta no elástica |
| Cambios en las aberturas de las fracturas de la roca huésped |

Para una instalación de disposición superficial son típicas las siguientes clases de escenario:

- Escenario de evolución normal.
- Escenarios accidentados y alterados.
- Escenarios de intrusión humana.

Escenario de evolución normal: Este corresponde a la evolución más común del sistema de disposición. Los bultos de desechos y las barreras naturales mantienen sus propiedades de confinamiento durante su tiempo de vida diseñado.

Escenarios accidentados y alterados: Estos escenarios se encuentran con posibles desviaciones del comportamiento de las barreras hechas por el hombre, o se presentan consecuencias de eventos naturales de intensidad o frecuencia inusual.

Escenarios de intrusión humana: Las actividades humanas que pueden interferir con el sistema de barreras de un repositorio forman una categoría especial de escenarios. En efecto, en algunos casos, las acciones potenciales humanas son el factor de riesgo dominante a considerar cuando se diseña la seguridad del sistema.

El desarrollo de la sociedad no puede ser científicamente pronosticado. No es posible predecir que actividades humanas podrían afectar el medio ambiente de la tierra miles de años a partir de ahora. Por lo tanto las asunciones deben ser hechas sobre el comportamiento de la sociedad futura. Estas asunciones formarán la base para la selección de escenarios, y los modelos y datos usados para los cálculos de consecuencia y riesgo.

6.3.2. MODELAMIENTO Y SIMULACIÓN

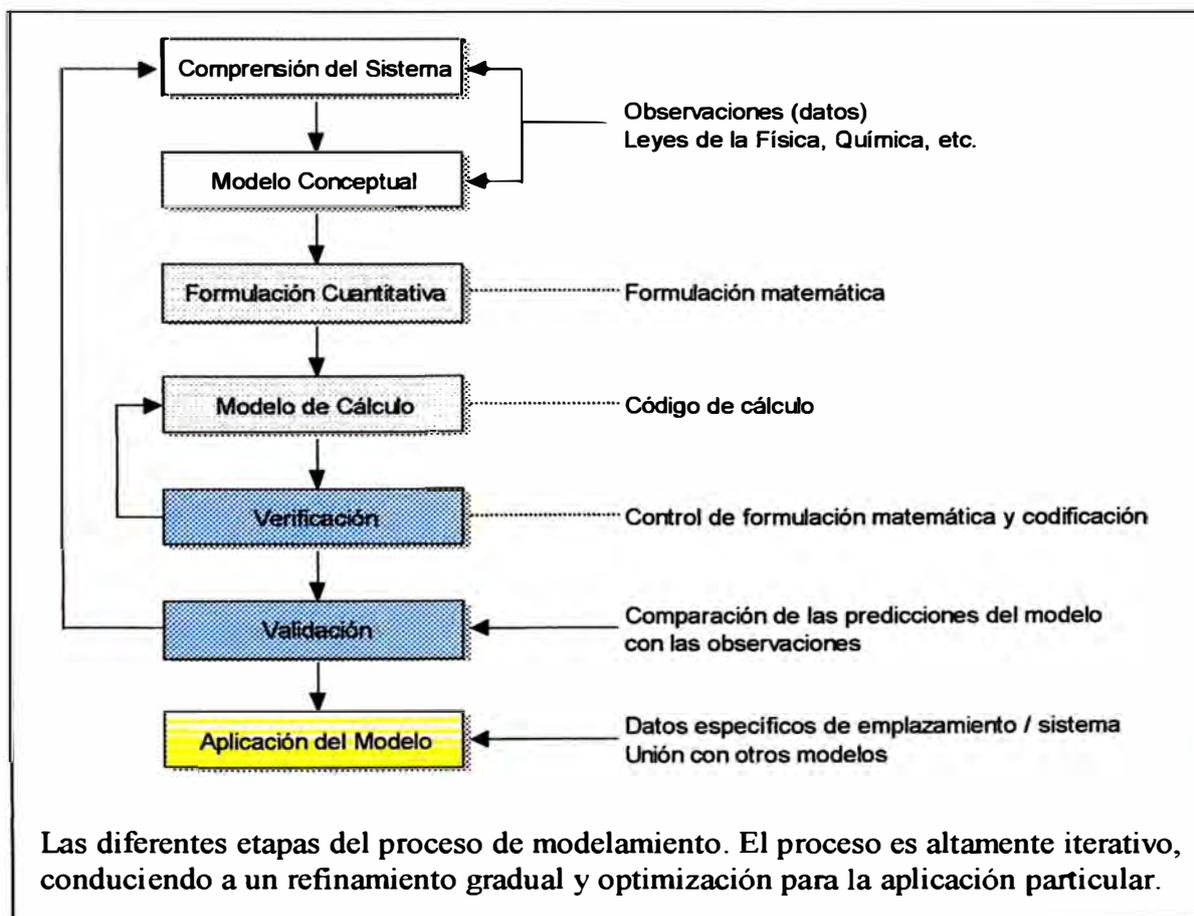
El modelamiento es ampliamente usado en la evaluación de seguridad para una variedad de propósitos. Los modelos que varían tanto en el nivel de detalle como en la complejidad son usados para describir y entender procesos individuales, subsistemas, y comportamiento de todo el sistema.

El primer paso en el modelamiento es desarrollar un modelo conceptual. Un modelo conceptual representa un entendimiento de los rasgos y procesos de interés. Es una abstracción que sólo incluye aquellas interrelaciones necesarias para describir el sistema para la aplicación particular. Idealmente, las interrelaciones son establecidas en términos de hipótesis probables. Los modelos conceptuales están basados en leyes aceptadas, conocimiento existente del comportamiento del sistema bajo consideración, y juicio experto.

El modelo conceptual está entonces expresado cuantitativamente a través de ecuaciones matemáticas en un modelo de cálculo. El modelo de cálculo puede ser tan simple como una ecuación algebraica, por ejemplo, la ley de Darcy, o tan compleja que sólo es posible una solución por computadora. En el modelamiento de situaciones reales, las simplificaciones son casi siempre introducidas en la transición de los modelos conceptuales, hacia los modelos matemáticos, y por último hacia la implementación usando códigos de cálculo para computadora.

Finalmente, el modelamiento debe ser llevado a cabo en un nivel integrado del sistema total. Esto requiere de la interacción conveniente entre los modelos necesarios para describir el comportamiento completo del sistema (véase el diagrama N° 6.6).

Diagrama N° 6.6. MODELAMIENTO Y SIMULACIÓN DEL COMPORTAMIENTO DE UN REPOSITORIO



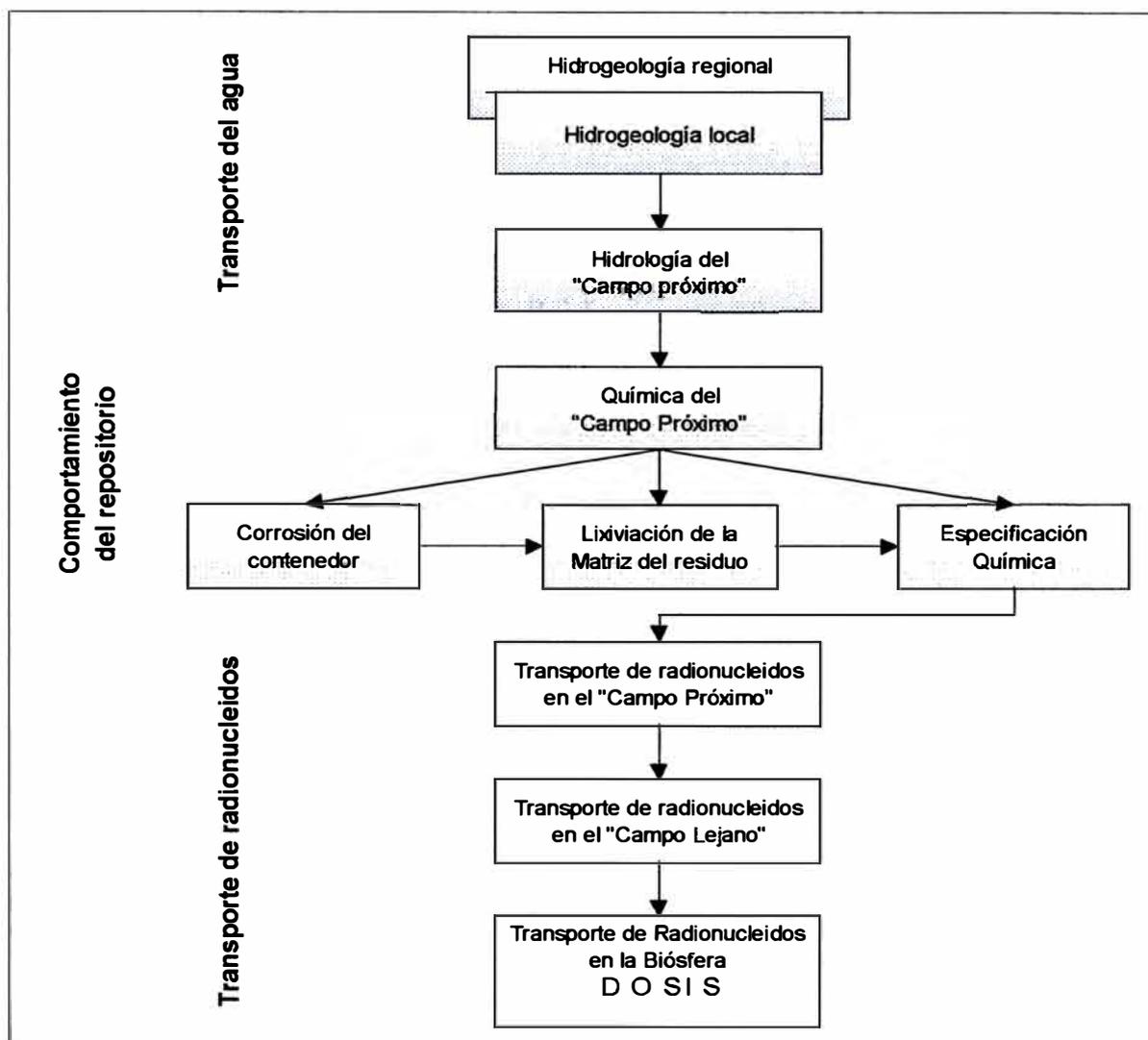
6.3.3. CÁLCULO DE CONSECUENCIAS

La capacidad de realizar los cálculos de consecuencias se ha incrementado rápidamente debido al desarrollo de las técnicas de modelamiento y al aumento de la capacidad de los sistemas de cómputo y de bases de datos. Las computadoras y sistemas asociados proporcionan las herramientas para métodos muy avanzados y complejos.

Las evaluaciones de seguridad normalmente proporcionan un estimado de las consecuencias en términos de dosis o riesgo de radiación para los humanos (véase el diagrama N° 6.7). Para desechos radiactivos de vida larga el objetivo de la disposición está extendido al aislamiento pasivo de los desechos del medio ambiente. Se requiere cuidado en la interpretación de las consecuencias radiológicas estimadas de las actividades de disposición de los desechos. Por ejemplo, el cálculo de una dosis que resulta de una emisión en una planta nuclear en operación representa un estimado de la dosis que será actualmente recibida por una población existente. Los cálculos de dosis para las emisiones potenciales de un repositorio de desechos son cálculos para individuos hipotéticos y deberían ser hechas dos observaciones:

- Las dosis a generaciones futuras de los repositorios de desechos se postula que ocurren de la degradación gradual y posible perturbación severa de las barreras de seguridad del sistema. Por lo tanto para evaluar el riesgo actual, se debe considerar tanto la severidad como la probabilidad del evento.
- Sobre la naturaleza especulativa de las condiciones extrapoladas hacia un futuro lejano, los cálculos de dosis basados en una emisión desde el sistema de disposición a varios miles de años en el futuro están normalmente basados en los hábitos de vida corrientes. Los cálculos deberían ser por lo tanto visualizados como una ilustración de cual sería la dosis si la emisión ocurriese en la actualidad.

Diagrama N° 6.7. EJEMPLO DE UNA CADENA DE MODELIZACIÓN PARA LA EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE UN REPOSITORIO DE RESIDUOS RADIACTIVOS



6.4. MODELAMIENTO DEL TÉRMINO FUENTE

CÁLCULO DEL TÉRMINO FUENTE

El término fuente está definido como la velocidad de emisión del radionucleido desde la instalación de disposición. La emisión puede ser en fase líquida o gaseosa. Los valores de emisión en fase líquida son usados como entrada

para los modelos de transporte en agua subterránea empleados para determinar la dosis a través de las vías acuosas. Los valores de emisión en fase gaseosa actúan como entrada para los modelos de transporte atmosférico empleados para determinar la dosis a través de la vía atmosférica. Generalmente hay confusión sobre las definiciones del término fuente y el inventario. El inventario es un componente que determina el término fuente. Otros componentes incluyen los procesos físicos y químicos que influyen en la emisión desde los desechos y el transporte fuera de la instalación. Éstos incluyen procesos que influyen en la degradación de los recipientes y formas de desechos, y en la alteración de las condiciones químicas dentro de la instalación. El término fuente está fuertemente ligado a la velocidad de flujo a través de la instalación, y por lo tanto, a la eficiencia de la cubierta y la barrera de ingeniería.

El término fuente está compuesto del análisis de:

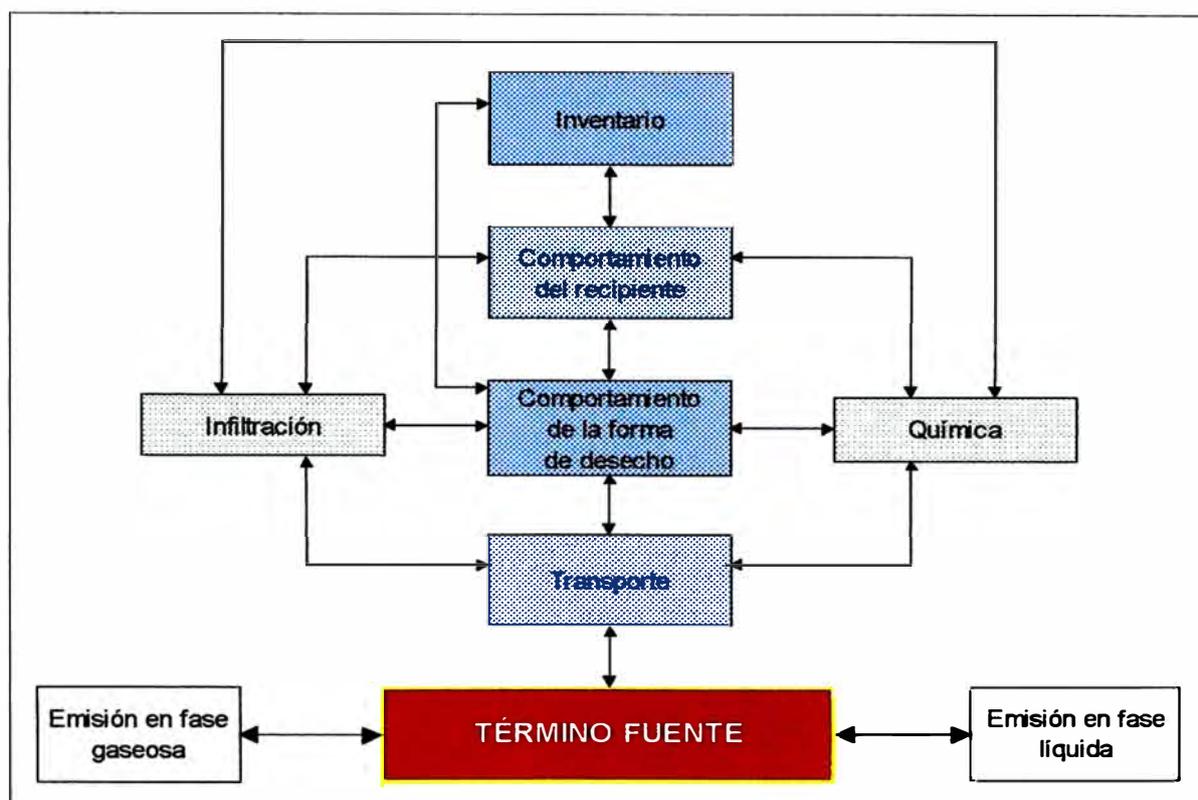
- a) el inventario por la forma de desecho y recipiente;
- b) el comportamiento del recipiente;
- c) el comportamiento de la forma de desecho; y
- d) el transporte de los contaminantes a través de la instalación de disposición. (Véase el diagrama N° 6.8).

El comportamiento del recipiente, el comportamiento de la forma de desecho y el transporte están influenciados por dos factores externos principales (infiltración y ambiente químico) cuyos efectos también deben ser incluidos en el análisis del término fuente. Las emisiones desde la instalación pueden ocurrir tanto en la fase acuosa como en la fase gaseosa.

Para modelar el término fuente para la evaluación del comportamiento, el objetivo es obtener un estimado sustentable de la velocidad de emisión desde la instalación mientras se está haciendo capaz de demostrar que los objetivos del comportamiento son satisfechos. Para ese fin, el analista debería considerar todos los procesos y eventos que influyen la emisión y transporte de los desechos radiactivos. Sin embargo, no es necesario, o a un deseable modelar todos los procesos y eventos. El grado de sofisticación del modelamiento depende del

comportamiento total del sistema. Específicamente, el término fuente debería ser modelado usando el modelo más simple y más sustentable que satisfaga los objetivos establecidos anteriormente.

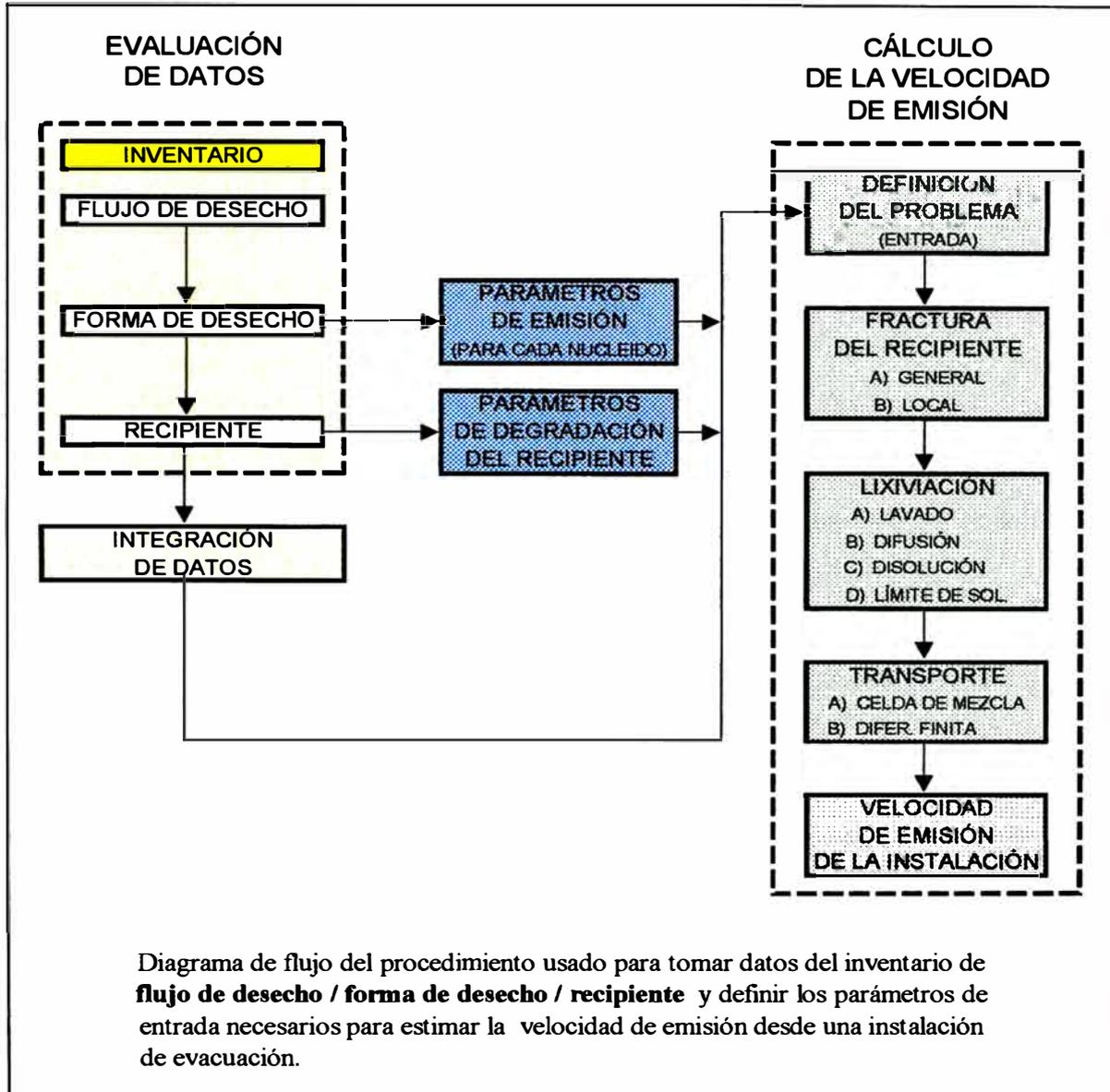
Diagrama N° 6.8. DIAGRAMA DE FLUJO PARA EL ANÁLISIS DEL TÉRMINO FUENTE



Los modelos comienzan desde lo más sustentable, y se incrementan en complejidad a través de la incorporación de características mecánicas que describen el comportamiento fisicoquímico del sistema. El uso de estos modelos debe ser sostenido a través de datos experimentales, modelamiento más detallado o juicio documentado.

El comportamiento del recipiente es frecuentemente modelado usando un tiempo de vida para el recipiente. El estimado del tiempo de vida del recipiente es obtenido de datos experimentales relevantes al material del recipiente y condiciones ambientales en la instalación de disposición.

Diagrama N° 6.9. CÁLCULO DEL TÉRMINO FUENTE



El modelamiento del comportamiento de la forma de desecho es dependiente de la forma física y química de los desechos. Por ejemplo, los desechos solidificados son generalmente modelados asumiendo emisión de difusión controlada. Los controles químicos sobre la emisión son modelados en términos de límites de solubilidad y sorción en los desechos. Bajo ciertas condiciones (por ejemplo, en forma de desechos de vidrio o metálicas) la emisión es frecuentemente modelada asumiendo una velocidad de emisión fraccional anualmente uniforme.

Nuevamente, la selección de un modelo particular y los parámetros requeridos para el modelo deberían ser sostenidos a través de datos experimentales que son relevantes hacia las condiciones de la forma de desecho y ambientales.

El transporte del contaminante ya sea en la fase gas o líquido dentro de la instalación es generalmente modelada tomando en cuenta el proceso de advección, dispersión, difusión, sorción y decaimiento radiactivo.

6.5. MODELOS AMBIENTALES

El movimiento de radionucleidos desde la fuente de emisión hasta los miembros de la población puede ser descrito mediante el uso de modelos ambientales. Los mismos permiten establecer relaciones cuantitativas entre las descargas, los niveles ambientales resultantes y las dosis en el público.

Estos modelos pueden ser de una complejidad variable y, generalmente, se utilizan modelos de compartimentos. En los mismos, las tasas de transferencia de los radionucleidos entre compartimentos, están definidas por constantes o funciones temporales.

La modelización con utilización de funciones temporales es semejante al utilizado en muchas actividades de ingeniería y es llamado **Análisis de Sistemas**. La utilización del mismo hace posible predecir niveles ambientales y, con suficiente información, las tasas de dosis en miembros de la población como función del tiempo para una emisión dada de material radiactivo.

En la mayor parte de los casos prácticos y, para fines de radioprotección, es suficiente evaluar la dosis comprometida resultante de una descarga dada o, lo que es equivalente, la dosis anual en condiciones de equilibrio.

Por ello, no es necesario determinar las funciones temporales que describen las tasas de dosis o las concentraciones en diferentes compartimentos ambientales, ya que los valores integrados de esas variables proporcionan la información requerida.

El conocimiento de los “factores de transferencia” tal como fueron definidos por UNSCEAR puede ser suficiente para predecir las mencionadas integrales temporales de cantidades linealmente relacionadas con la dosis en diferentes compartimentos, y pueden ser definidos de la siguiente forma:

$$F_{l,m} = \frac{\int_{-\infty}^{\infty} C_m(t) dt}{\int_{-\infty}^{\infty} C_l(t) dt} \quad (6.5.1)$$

donde:

$F_{l,m}$ = Factor de transferencia entre los compartimentos l y m.

$C_m(t), C_l(t)$ = Concentraciones en los compartimentos m y l al tiempo t.

En caso de eliminación continua de nucleidos, a una tasa constante, y si se considera que las condiciones ambientales que gobiernan los procesos de transferencia permanecen constantes en el tiempo (o pueden ser caracterizadas adecuadamente por parámetros promedios), el mismo factor de transferencia resulta:

$$F_{l,m} = \frac{C_m}{C_l} \quad (6.5.2)$$

donde:

C_m, C_l = Concentraciones de equilibrio en los compartimentos m y l.

Este es el caso de descargas continuas de radionucleidos, y se obtienen relaciones constantes entre la tasa de descarga y las concentraciones en el ambiente, luego de alcanzarse condiciones de equilibrio.

La evaluación de las dosis para descargas continuas, o las dosis comprometidas para una emisión dada de nucleidos, puede entonces efectuarse utilizando el modelo independiente del tiempo.

Este modelo es conocido como modelo de equilibrio o, como los factores de transferencia son relaciones de concentraciones (al equilibrio o integradas), se le llama también modelo de factor de concentración.

En consecuencia la dosis efectiva debida a una actividad vertida Q de un radionucleido puede ser calculada como:

$$H = Q \sum_p \prod_s F \quad (6.5.3)$$

Siendo la productoria \prod calculada sobre todas las vías en serie y la sumatoria \sum sobre todas las vías en paralelo. Donde F representa los factores de transferencia correspondientes.

6.5.1. SISTEMA DE SOFTWARE DE DOSIMETRÍA DE RADIACIÓN AL MEDIO AMBIENTE

El proyecto de dosimetría al medio ambiente fue llevado a cabo para incorporar los modelos de dosimetría internos recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica para actualizar versiones de los modelos de análisis de vías al medio usados en Hanford. la segunda generación resultante de los códigos de cálculo de dosimetría ambiental de Handford está compilada en el Sistema de Dosimetría Ambiental de Handford (Genaration II, o GENII). El propósito de este sistema de códigos de cálculos es analizar la contaminación ambiental que resulta de emisiones agudas o crónicas, o contaminación inicial del aire, agua o suelo. Esto está acompañado por el cálculo de dosis de radiación a individuos o poblaciones.

6.5.2. DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN EL MEDIO AMBIENTE, VÍAS POTENCIALES E IMPACTO DE LAS EMISIONES

Cuando se libera materiales radiactivos al medio ambiente, existen numerosas vías que pueden llevar la irradiación al público. De una manera general, los radionucleidos descargados al medio ambiente son sometidos a una serie de procesos físicos, químicos y biológicos. Algunos de estos procesos producen una progresiva dilución, pero otros, pueden reconcentrar a los radionucleidos a lo largo de las diversas vías que conducen hasta el hombre.

La evaluación de cualquier vertido al medio ambiente incluye, en primer lugar, un análisis de las características del material radiactivo involucrado. Las mismas se refieren al tipo, cantidad, forma física y química de los radionucleidos. También es necesario contar con información sobre la ubicación de la emisión y el medio receptor (generalmente aire o agua) en el cual se efectuará la descarga.

Como las evaluaciones se realizan durante la etapa preoperacional de la instalación o de la práctica, algunas de esas características pueden ser solamente estimadas.

Otra consideración importante se refiere a la información disponible sobre el comportamiento ambiental del material radiactivo a ser liberado. Para ello, se deben tener en cuenta los factores naturales o debidos al hombre que pueden afectar las transferencias de los radionucleidos. Es necesario conocer también la utilización del medio ambiente en actividades tales como la agricultura y ganadería, provisión de agua y alimentos, industrias, etc., como así también, la distribución, características y actividades de la población.

Este tipo de información es potencialmente muy complejo y su obtención puede requerir una considerable cantidad de tiempo. Lo habitual es avanzar por etapas, teniendo en cuenta los objetivos perseguidos.

En una primera etapa, por ejemplo, sólo podría ser necesaria una evaluación cuantitativa para identificar los radionucleidos, caminos y grupos de

población críticos. La siguiente podría incluir información más detallada sobre los grupos identificados y estimaciones de las dosis colectivas que resultarían como consecuencia de las descargas planeadas.

El análisis de los factores locales del ambiente en la zona de emplazamiento previsto para una instalación de tratamiento y almacenamiento de residuos es el objetivo principal de los estudios preoperacionales que formarán parte de los estudios de emplazamiento. Los mismos variarán en su extensión de acuerdo al tipo de instalación prevista, o más precisamente, de acuerdo a la magnitud y tipo de efluentes que se prevea eliminar al ambiente.

En la gran mayoría de las situaciones en las que se planea descargar efluentes radiactivos al medio ambiente, las evaluaciones preliminares mostrarán que las dosis resultantes como consecuencia de las descargas propuestas son pequeñas comparadas con los límites de dosis. En este caso sólo se requeriría poco o ningún trabajo adicional para mejorar las evaluaciones preliminares. En los casos en que no sea así, es necesario encarar estudios ambientales más detallados.

Debe tenerse en cuenta que, en las primeras etapas de las evaluaciones existen imprecisiones en los datos disponibles y es habitual efectuar suposiciones conservadoras que hacen sobrestimar las dosis resultantes. Conviene aclarar aquí que, para cálculos de optimización, los modelos deberán ser lo más realistas posibles ya que suposiciones conservadoras pueden invalidar las decisiones basadas en dicha optimización.

6.5.2.1. LA MODELIZACIÓN DEL TRANSPORTE DE RADIONUCLEÍDOS EN LA BIÓSFERA

La protección del hombre y del medio ambiente, ahora y en el futuro, son los objetivos fundamentales que persigue la gestión de residuos radiactivos. Para cumplirlos, se conciben sistemas de almacenamiento capaces de proporcionar, por el espacio temporal necesario, suficiente grado de confinamiento de los contaminantes radiactivos presentes en tales residuos.

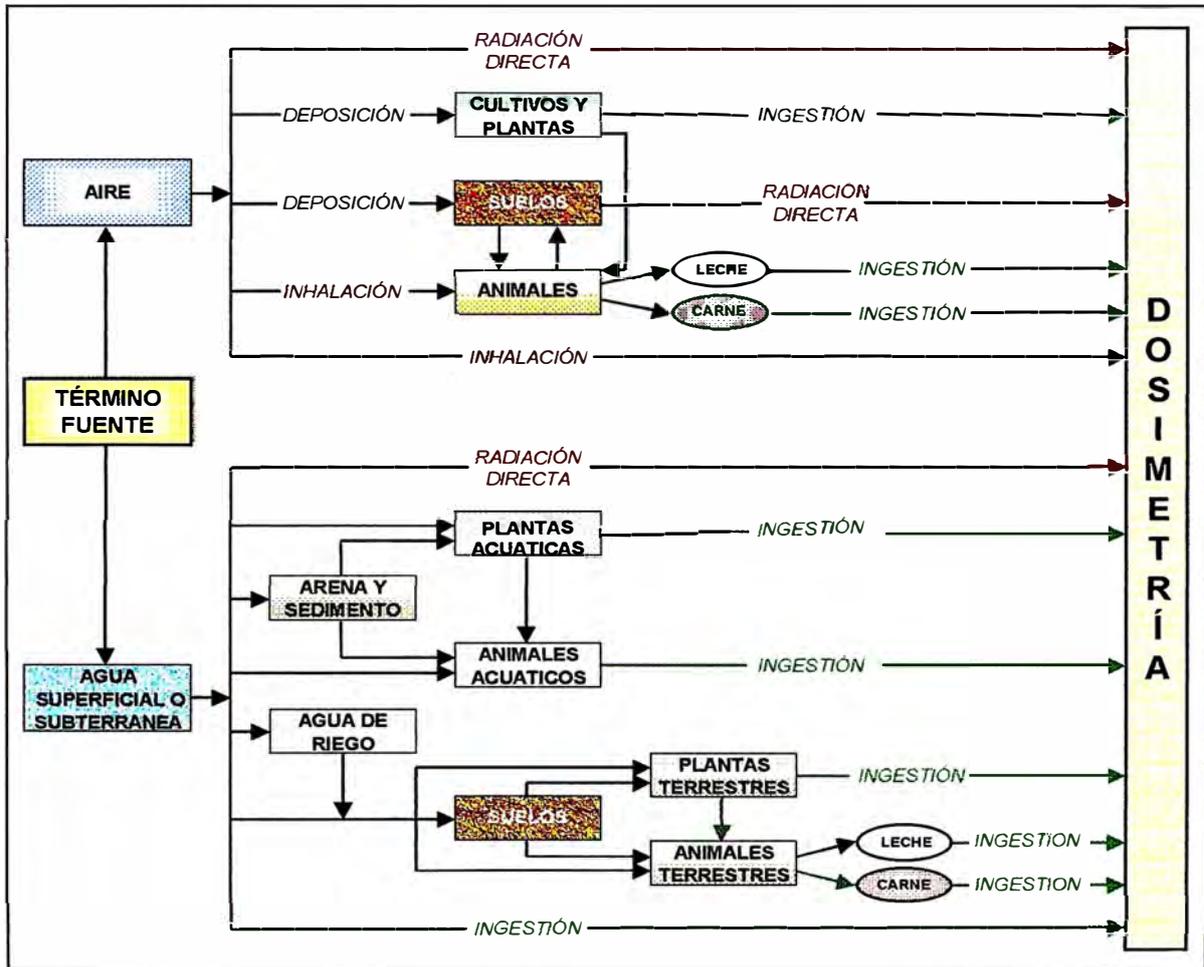
Actualmente, los sistemas de almacenamiento más extendidos se basan en la ubicación de estos residuos, debidamente acondicionados, en emplazamientos bien elegidos, ya sean superficiales para residuos de vida corta o a profundidades de varios centenares de metros para los de alta actividad y/o vida larga. El sistema de almacenamiento se configura así como un conjunto en el que se interponen barreras múltiples entre los contaminantes radiactivos y el hombre (el residuo acondicionado, el material de sellado, el medio geológico y la biosfera).

Cuando se evalúa el impacto radiológico causado por una instalación de disposición de residuos radiactivos, se tienen que analizar y cuantificar el comportamiento del sistema y el transporte desde la instalación hacia la biosfera, así como el transporte en la biosfera y la exposición resultante de las sustancias radiactivas en el hombre.

En el contexto de la disposición de residuos radiactivos, se observa que la biosfera es la parte del medio ambiente que contiene los organismos vivientes. Así, los receptores de los radionucleidos descargados desde el sistema de disposición ya sea directamente hacia los receptores como a través del flujo de agua subterránea, (atmósfera, suelo, cuerpos acuáticos, sedimentos), y los organismos vivientes (flora y fauna) contenidos en este compartimento físico, son todos considerados como parte de la biosfera.

La composición del sistema de la biosfera y la interrelación entre los componentes está ilustrada en el diagrama N° 6.10.

Cuando se direcciona el destino de los contaminantes en la biosfera desde un sistema de disposición a nivel superficial deberían ser considerados los siguientes aspectos: Término fuente para un componente de la biosfera, acumulación y transferencia dentro y entre los compartimentos físico y viviente, las vías de exposición al hombre y los cálculos de dosis.

Diagrama N° 6.10. VÍAS DE LA BIOSFERA

6.5.2.2. VÍAS Y FACTORES DE TRANSFERENCIAS NECESARIOS PARA LOS MODELOS

Además del conocimiento de la composición de los efluentes, existen otras consideraciones que se refieren a las características ambientales del emplazamiento.

El medio ambiente, en los sectores de interés para una determinada fuente de contaminación, puede tener diferentes características. Del mismo modo también puede variar, de un sitio a otro, la utilización que el hombre hace del medio ambiente y, en consecuencia, los posibles modos de exposición.

La obtención de la información necesaria es potencialmente muy compleja (se efectúa durante la realización de los estudios de emplazamiento). No obstante,

la experiencia práctica en una gran variedad de sitios ha mostrado que no es necesario un completo y profundo estudio de todas las vías posibles de exposición.

En la mayoría de los casos sólo algunos nucleidos y algunas de las vías son importantes debido a que contribuyen en gran medida a la dosis resultante en los grupos críticos.

6.6. CÓDIGO DUST PARA EL ESTUDIO DE LA MIGRACIÓN DE RADIONUCLEIDOS HACIA LA GEÓSFERA

6.6.1. INTRODUCCIÓN

El reglamento 10 CFR Parte 61, “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste” (Requisitos para obtener la Licencia de Disposición Terrestre de Desechos Radiactivos) de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos de América (NRC, U.S. Nuclear Regulatory Commission), requiere que después de la disposición de desechos de bajo nivel (LLW) haya certeza razonable de que el público en general no recibirá dosis en exceso anuales fuera del emplazamiento de 25 milirems a cuerpo entero, 75 milirems en la tiroides, y 25 milirems en cualquier otro órgano.

La demostración de que estos límites reguladores no son excedidos requiere la evaluación cuantitativa del impacto radiológico potencial de una instalación de disposición LLW sobre el medio ambiente circundante.

El objetivo del código de cálculo DUST, Disposal Unit Source Term (Término Fuente de una Unidad de Disposición) es que el usuario cuente con un modelo de cálculo que estime la velocidad de emisión del radionucleido desde la instalación de disposición, esto es, el término fuente.

En general, el término fuente está influenciado por el inventario de radionucleidos y su origen (por ejemplo, flujo de desecho), las formas de desechos y recipientes usados para la disposición del inventario y los procesos físicos que permiten las emisiones desde la instalación. La complejidad del problema y la

ausencia de datos apropiados previenen el desarrollo de una representación enteramente mecanística de la emisión de radionucleidos desde una instalación de disposición. Para simplificar el problema, típicamente, se usa una variedad de asunciones, basadas en el conocimiento del sistema de disposición.

Los modelos seleccionados para representar los cuatro procesos principales (flujo del fluido, degradación del recipiente, lixiviación de la 'forma de desecho', y transporte del radionucleido) que influyen la emisión han sido incorporados dentro del código de cálculo DUST.

El código DUST permite al usuario seleccionar entre dos diferentes métodos para el cálculo del transporte de los radionucleidos a través de la instalación, el modelo de cascada de mezcla multicelda (MCMC) y el modelo de diferencia finita unidimensional (FD). El modelo MCMC es una solución analítica de la ecuación de transporte advectivo en medio poroso con decaimiento radiactivo y retardo químico para flujo y propiedades del material constantes. El modelo FD resuelve la ecuación de transporte en medio poroso con el proceso de advección, dispersión, retardo, y decaimiento radiactivo. Es capaz de modelar un rango más amplio de condiciones que el modelo MCMC así como permite flujo y propiedades del material no uniformes, sin embargo, requiere sustancialmente mayor tiempo de ingreso de datos y de cálculo.

El código DUST modela el flujo del líquido infiltrado en un medio poroso a través de una entrada tabular de la velocidad de flujo contra el tiempo cuando utiliza el modelo FD. Para el modelo MCMC, debe ser especificada una velocidad de flujo independiente del tiempo.

La degradación del recipiente es modelada en ambos modelos de transporte a través de un solo tiempo de deterioro del recipiente.

La emisión de la forma de desecho es modelada a través de tres mecanismos de emisión: un proceso de enjuague superficial con el líquido infiltrado; emisión controlada de difusión desde la forma de desecho; y emisión uniforme en la cual una fracción fija del inventario es emitida cada año.

Se cuenta con un pre-procesador, DUSTIN, para crear un marco de entrada de datos. DUSTIN es un programa de manejo de menú que guía al usuario a través de todos los pasos necesarios de la creación del marco de entrada.

Se cuenta con el programa GRAFXT para facilitar el análisis de la salida del código. GRAFXT es un programa de manejo de menú que lee los archivos creados por el DUST y grafica los datos sobre una unidad de visualización de video. Los gráficos de la concentración, flujo, y masa total que ha pasado a través de una región pueden ser visualizados como una función del tiempo o ubicación espacial.

En el diagrama N° 6.11 se muestra el procedimiento a ser seguido para la creación de un marco de entrada, la corrida del código DUST y la salida de resultados. El diagrama N°6.12 muestra una descripción del flujo de agua infiltrada para cada compartimento considerado por el código DUST.

Diagrama N° 6.11. PERFIL ESQUEMÁTICO DEL PROCEDIMIENTO PARA ANALIZAR LA EMISIÓN DESDE UNA INSTALACIÓN DE DISPOSICIÓN SUPERFICIAL

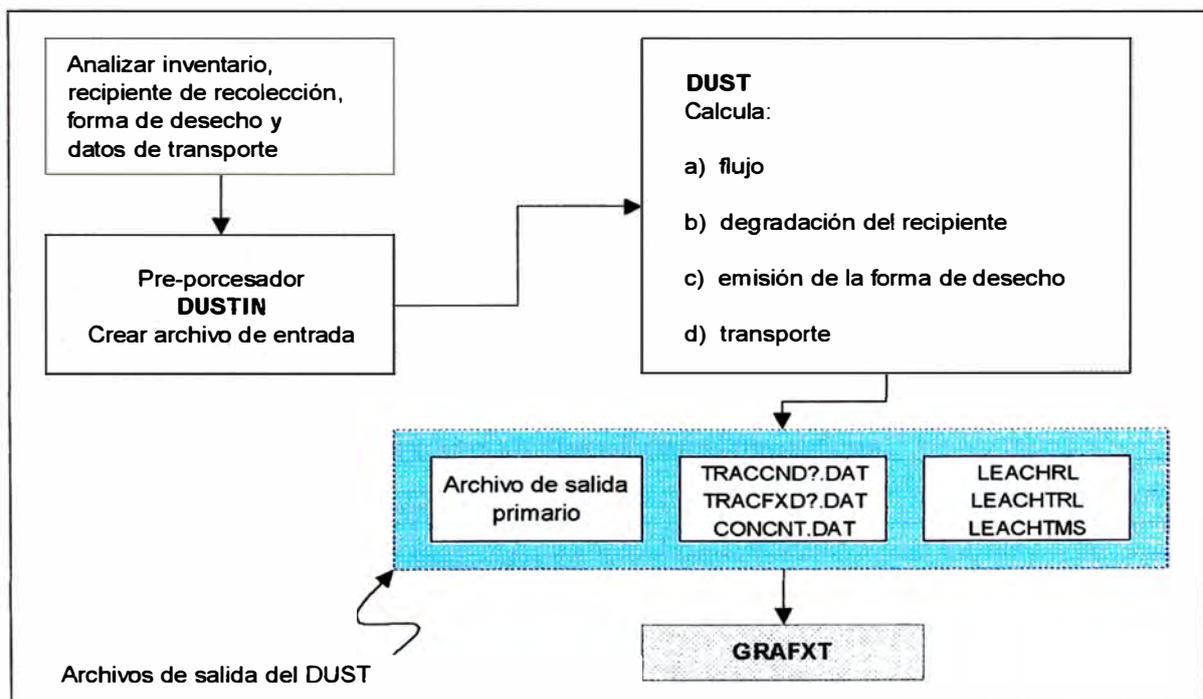
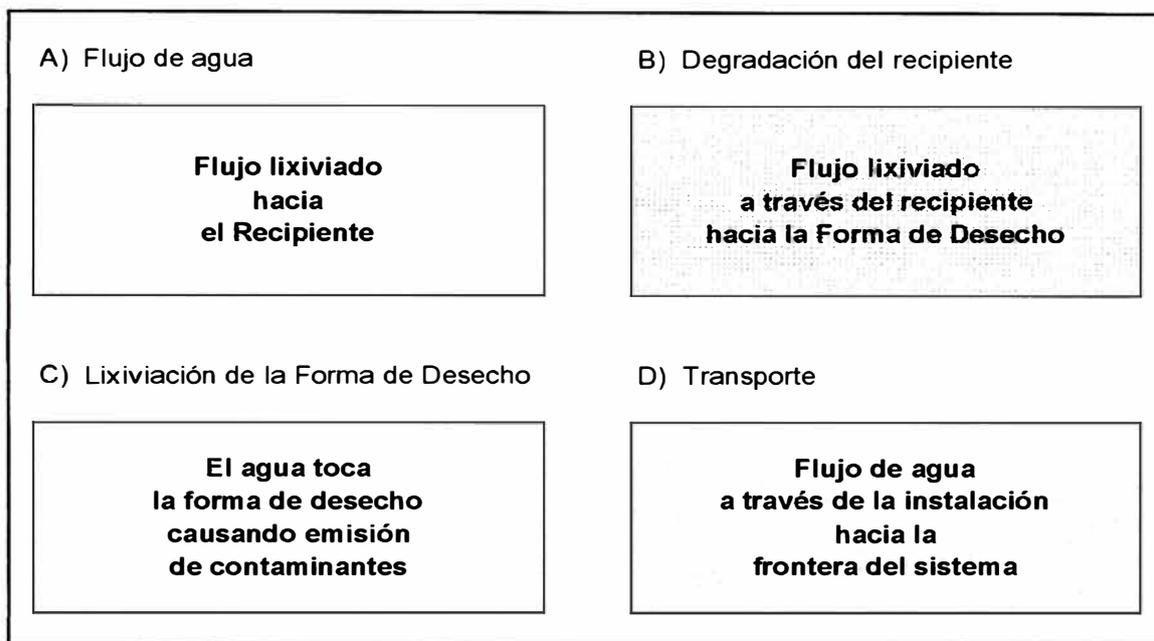


Diagrama N° 6.12. DESCRIPCIÓN DE LOS FLUJOS DE CADA COMPARTIMENTO



6.6.2. SELECCIÓN DEL MODELO Y ECUACIONES REGULADORAS

6.6.2.1. Estructura del código DUST

El objetivo principal del código DUST es predecir la velocidad de emisión de radionucleidos desde una instalación de disposición a nivel superficial. Esto será realizado a través del uso de modelos de cálculo. Estos modelos deberían ser lo suficientemente simples para permitir la simulación de un gran número de casos y lo suficientemente flexible para permitir la simulación de un amplio rango de situaciones. Para lograr esto, dentro del código DUST se encuentran incorporados procedimientos de solución tanto analíticos como numéricos.

6.6.2.2. Transporte del radionucleido

El modelo comienza con la ecuación de transporte de adveccion-dispersión unidimensional:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\theta C) = \frac{\partial}{\partial x} \theta D \frac{\partial C}{\partial x} - V_D C - \lambda(\theta C + \rho S) - \frac{\partial}{\partial t}(\rho S) + q \quad (6.6.1)$$

donde:

- C = concentración de la solución líquida;
- θ = contenido volumétrico de humedad del medio poroso (adimensional);
- D = coeficiente de difusión-dispersión:

$$D = D_{ef} + \frac{\alpha_t |V_D|}{\theta} \quad (6.6.2)$$

- D_{ef} = coeficiente de difusión efectiva;
- α_t = coeficiente de dispersividad;
- V_D = velocidad de Darcy;
- λ = constante de decaimiento radiactivo;
- S = concentración adsorbida, la masa adsorbida por unidad de masa del sólido;
- ρ = densidad volumétrica del sólido; y
- q = término fuente/sumidero usado para modelar la emisión desde la forma de desecho y las fuentes externas, por ejemplo, producción debida al decaimiento radiactivo.

En la ecuación (6.6.1) se asume que la masa adsorbida sobre las superficies del sólido del medio poroso está en equilibrio con la masa en solución. Además, se asume que este equilibrio puede ser descrito usando un coeficiente de distribución independiente de la concentración, K_d , como sigue:

$$S = K_d C \quad (6.6.3)$$

Usando la relación anterior para S, asumiendo que la densidad volumétrica permanece constante dentro de la instalación de disposición y reordenando la ecuación (6.6.1), se obtiene la siguiente ecuación:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\mathbf{R}\theta\mathbf{C}) = \frac{\partial}{\partial x}\left(\theta\mathbf{D}\frac{\partial\mathbf{C}}{\partial x}\right) - \frac{\partial}{\partial x}(\mathbf{V}_D\mathbf{C}) - \lambda\theta\mathbf{R}\mathbf{C} + q \quad (6.6.4)$$

donde:

$$\mathbf{R} = 1 + \frac{\rho\mathbf{K}_d}{\theta} \quad (6.6.5)$$

R es conocido como el coeficiente de retardo. Se sabe que los valores del coeficiente de distribución (\mathbf{K}_d) cambian en órdenes de magnitud bajo diferentes condiciones químicas. Por lo tanto, el valor seleccionado para \mathbf{K}_d debe ser justificado.

6.6.2.3. Flujo del fluido

La infiltración de agua dentro de una instalación incluirá muchos procesos como precipitación, evapotranspiración, y escorrentía superficial. El flujo de agua en la zona insaturada es difícil de predecir debido a la no linealidad de las propiedades de flujo del suelo insaturado. Esto es además complicado por las barreras (estructura de concreto, tapa de trinchera, etc.) de la instalación de disposición que minimizarán la infiltración dentro de la región que contiene el residuo.

Es necesario un modelo simple de infiltración. Además, la predicción de infiltración dentro de suelos en lugares áridos bajo todas las condiciones es difícil. Para calcular el flujo dentro de una instalación de disposición se requeriría por lo

menos una simulación en dos dimensiones. Además, la velocidad del flujo variará con el tiempo sobre una escala corta de tiempo (horas) debido a eventos de precipitación y evapotranspiración, y sobre una escala grande de tiempo (años) debido a cambios causados por degradación de la barrera de infiltración.

En el código DUST, para el modelo de transporte FD, la infiltración de agua es calculada como una función del tiempo a través de un ingreso de datos tabular.

$$V_d = F(t) \quad (6.6.6)$$

donde V_d es la velocidad de flujo volumétrico (velocidad de Darcy) del agua y $F(t)$ está definido dentro de una tabla de entrada de datos. Si es usado el modelo de transporte MCMC, la velocidad de Darcy debe ser una constante.

6.6.2.4. Degradación del recipiente

En los días remotos de la disposición de desechos de bajo nivel, los recipientes de desechos variaban desde cajas de cartón y madera hasta cajas y cilindros de acero al carbono. Desde la adopción del 10 CFR Parte 61, las cajas de cartón y madera ya no son usadas.

Actualmente, la mayoría de los recipientes de desechos son metálicos.

El modelamiento de la corrosión metálica sobre una escala mecánica es fuertemente dependiente de la química local y algo complicada. En el código DUST, son modelados dos tipos de deterioro: deterioro general, y deterioro localizado.

6.6.2.5. Lixiviación de la forma de desecho

En una instalación de residuos de bajo nivel habrá varias formas de desechos diferentes, una lista parcial de los cuales incluye: residuos solidificados

por uno de varios procesos (cemento, bitumen); metales activados; trazas de laboratorio compactadas; y resinas secadas. Los datos de disposición deben ser analizados para determinar los mecanismos de emisión para cada radionucleido. Después de analizar los datos, se debería agrupar cada uno dentro de las categorías principales de residuos de acuerdo al mecanismo de emisión. La revisión de los datos específicos de disposición muestra los siguientes flujos de residuos principales:

- a) metales activados;
- b) desechos activos secos;
- c) resinas; y
- d) medios de filtración.

Aproximadamente el 70 % de la actividad está en los metales activados, el 15 % de la actividad está solidificada en cemento, y la mayoría del resto son desechos activos secos. Sin embargo, la distribución por radionucleido cambia marcadamente de un radionucleido a otro.

Basados en los grupos anteriores se modelarán los siguientes mecanismos de emisión:

- a) Límite de solubilidad.
- b) Lavado superficial sujeto a repartición.
- c) Difusión.
- d) Uniformidad.

6.6.2.6. Condiciones iniciales y condiciones de frontera

En los modelos de transporte tanto MCMC como FD, el usuario debe suministrar la concentración inicial en cada punto de cálculo.

En el modelo MCMC, las condiciones de frontera no son necesarias. La solución analítica asume que la concentración inicial en la frontera superior es cero.

La condición de frontera inferior no es necesaria debido al flujo unidireccional y a la ausencia de dispersión. Esto es, la concentración en el último nodo es independiente del proceso en la frontera.

En el modelo FD, tanto las condiciones de frontera superiores como inferiores deben ser definidas. Una de cuatro condiciones se permite especificar en cada frontera. Estas condiciones son especificadas: concentración, flujo total, flujo advectivo, o flujo dispersivo.

En DUST, las condiciones de frontera son definidas a través de una entrada tabular de los valores de la condición de frontera en un tiempo dado. Se usa la interpolación para determinar el valor de la condición de frontera para tiempos que no estén en la tabla.

La condición de frontera de concentración cero conduce a las mayores emisiones desde el sistema. Esta condición implica que los procesos en la frontera son lo suficientemente altos como para remover todo material tan pronto como éste abandone el sistema.

La condición de frontera de flujo total cero previene que la masa deje el sistema y causa que los niveles de concentración sean máximos. Esta condición es útil en un plano de simetría o en la frontera superior si se desea emisión cero. El flujo total es la suma del flujo advectivo y el flujo dispersivo.

El flujo advectivo es la velocidad de Darcy multiplicada por la concentración.

El flujo dispersivo es el término difusión/dispersión multiplicado por el gradiente de concentración.

6.6.3. PROCEDIMIENTO PARA EL CÁLCULO DE EMISIONES UTILIZANDO EL CÓDIGO DUST

El primer paso en este proceso es compilar los datos del inventario de los radionucleidos de interés. En la determinación de la emisión figuran prominentemente tres factores que son determinados antes que el desecho sea

colocado en una instalación de disposición. Estos son: flujo de residuos del radionucleido, forma de desecho y recipiente. Un radionucleido contenido en un metal activado será emitido a diferente velocidad que el mismo radionucleido que existe como un contaminante superficial en los desechos de laboratorio. Observaciones similares se aplican para las emisiones desde diferentes formas de residuo. El recipiente controlará el tiempo en que la emisión comienza y para deterioro localizado la cantidad de agua que ingresa al residuo.

Debido al gran número de posibles combinaciones de flujo de residuo/forma de residuo/recipiente no será posible, tampoco deseable modelar cada uno de estos sistemas individualmente. Por lo tanto, muchas de las combinaciones que si ocurren deberían ser reunidas para formar un sistema representativo residuo/recipiente. Esta agrupación debería ser ejecutada para manipular la mayoría de los residuos importantes en cuanto a la emisión. Después de que los sistemas “representativos” han sido identificados, es necesario que sean determinados la degradación apropiada del recipiente, los modelos de emisión de residuos y de los parámetros.

Usando la flexibilidad del modelo del término fuente, será posible especificar distintos modelos de emisión y parámetros para cada combinación de flujo de residuo/forma de residuo.

En general la elección de los parámetros de entrada utilizados por el código DUST debe ser justificada. La justificación puede venir a partir de datos experimentales, esto es, el uso de coeficientes de difusión medidos para predecir la emisión de la forma de desecho, a partir del uso de códigos de cálculo más sofisticados, o juicios de expertos bien documentados.

Una vez que los datos han sido seleccionados, debe ser creado un marco de entrada para el código DUST. Para facilitar este proceso, se ha escrito el programa DUSTIN que es un código de manejo de menú. DUSTIN permite al usuario crear un marco completo de ingreso o, modificar un marco de ingreso existente. Las modificaciones pueden ser hechas individualmente para cada parámetro de entrada simple.

Después de crear un marco de ingreso, el cálculo está listo para proceder.

La salida de estos modelos será la velocidad de emisión desde la unidad de disposición como una función del tiempo. Esta salida será registrada en forma tabular para usarla con códigos de evaluación de rendimiento, tales como PAGAN, que predice el transporte de radionucleidos a través de la zona insaturada hacia el acuífero y por último hacia un receptor.

Si es requerido por el usuario del código, DUST crea archivos de salida llamados TRACECND.DAT y TRACEFXD.DAT. Estos archivos contienen la concentración en ubicaciones especificadas y el flujo y la emisión másica en ubicaciones especificadas como una función del tiempo. Si es usado el modelo de transporte FD, será escrito el archivo CONCNT.DAT. Este archivo contiene la concentración en cada ubicación en los tiempos requeridos dentro del archivo de salida primario. El programa GRAFXT puede graficar cada uno de estos tres archivos sobre una unidad de visualización de imágenes.

6.6.4. APLICABILIDAD Y LIMITACIONES DEL CÓDIGO DUST

El código DUST modela emisiones y transporte de un contaminante radiactivo simple a través de una instalación de disposición de residuos de bajo nivel en una dimensión espacial. La fuente de transporte es el desecho radiactivo colocado en la instalación. Las emisiones son una función de la eficiencia del recipiente (tiempo para deteriorarse) y de la eficiencia de la forma del desecho (velocidad de emisión). Cada recipiente puede ser asignado a un tiempo único de deterioro y parámetros de velocidad de emisión. Esto permite la flexibilidad para modelar un amplio rango de problemas relacionados a la instalación de disposición de un residuo. Esto incluye la determinación de los efectos de los siguientes parámetros sobre la emisión desde la instalación:

- a) Infiltración (velocidad de flujo).
- b) Eficiencia del recipiente.

- c) Velocidades de emisión de la forma de desecho.
- d) Propiedades de transporte en el suelo (retardo).

6.6.4.1. Limitaciones:

- (1) El código DUST simula solamente una dimensión espacial. Por lo tanto asume una geometría uniforme en las otras dos dimensiones.
- (2) Código DUST modela flujo a través de un medio poroso. El flujo en la fractura, que puede llegar a ser significativo en cuanto a alto contenido de humedad relativa, a través de las barreras de Ingeniería no es considerado.
- (3) El flujo de agua y el tiempo de desgaste del recipiente no son calculados desde el principio en el DUST.
- (4) El DUST no modela cambios en la química. La química de la instalación de disposición es modelada a través del coeficiente de distribución.
- (5) En el modelo FD, la subrutina de la difusión de la emisión es independiente de la concentración en la solución y los límites de solubilidad.
- (6) En el modelo MCMC, la velocidad de Darcy debe permanecer constante para todos los tiempos. En el modelo FD, la velocidad de Darcy es calculada a partir de una tabla de velocidad contra tiempo.
- (7) En el modelo MCMC no está modelado el desgaste localizado del recipiente.
- (8) En el modelo MCMC el coeficiente de distribución y el contenido de humedad debe ser constante a lo largo de la instalación y en el tiempo. El modelo FD permite a estos parámetros variar espacialmente.
- (9) El modelo MCMC los mecanismos de emisión están limitados a la emisión uniforme sin un factor particional del residuo. El modelo FD permite un factor particional y modela la emisión de difusión controlada.
- (10) El valor del coeficiente de dispersión numérico, D_n , en el modelo FD es:

$$D_n = \frac{V_d \Delta x}{2} (1 - Co) \quad (6.6.7)$$

Donde V_d es la velocidad de Darcy, Δx es el tamaño del nodo, Co es el número adimensional de Courant, $V_d \Delta t / \Delta x$, y Δt es el tamaño del intervalo de tiempo.

6.6.5. VALIDACIÓN Y VERIFICACIÓN DEL CÓDIGO DUST

El código de cálculo DUST fue preparado por encargo de la Comisión Reguladora Nuclear (NRC), Oficina de Seguridad Nuclear, División de Gestión y Clausura de Desechos de Bajo Nivel, de los Estados Unidos de América, con sede en Washington, D.C.

El autor del código es el Sr. Terry M. Sullivan, Ph.D. en Ingeniería Nuclear de la Universidad de Illinois y B.S. en Ingeniería Nuclear de la Universidad de Virginia. Él se desempeña como Jefe del Grupo de Evaluación de Comportamientos y Riesgos del Laboratorio Nacional de Brookhaven en Upton, Nueva York y es autor de numerosos trabajos de investigación y publicaciones científicas sobre Evaluaciones de Seguridad Nuclear.

La NRC ha conducido numerosos estudios para verificar que el código de cálculo, DUST, calcula correctamente las propiedades de interés, concluyendo que el código procede conforme al objetivo determinado [5].

6.6.6. DUSTIN: UN PREPROCESADOR QUE CREA UN MARCO DE ENTRADA PARA DUST

Como se indicó en el punto 6.6.1, se cuenta con un preprocesador, DUSTIN, que libera al usuario del código DUST del conocimiento del formato exacto y estructura de un marco de entrada, y es manejado por medio de menús.

DUSTIN tiene la flexibilidad de alterar independientemente cualquier parámetro simple requerido por el código DUST. DUSTIN tiene la capacidad de crear un marco de entrada completamente nuevo o leer un marco de entrada llenado parcial o completamente el cual puede entonces ser modificado. Una mayor ventaja al usar el código DUSTIN es que proporciona un archivo de entrada para DUST. Esto facilita grandemente la modificación directa del marco de entrada.

Un marco de entrada de DUST está compuesto de una serie de Conjuntos de Datos que son grupos de datos que cubren un tópico particular. Hay 10 Conjuntos de Datos. Estos Conjuntos de Datos corresponden a los 10 primeros temas de menú sobre el menú principal del código DUSTIN y son:

- 1) Definición general del problema.
- 2) Parámetros de tiempo.
- 3) Designaciones/propiedades del material.
- 4) Especificaciones de salida.
- 5) Dimensiones y coordenadas de la instalación.
- 6) Condiciones iniciales y de frontera.
- 7) Flujo de agua y contenido de humedad.
- 8) Parámetros del recipiente.
- 9) Parámetros de la forma de desecho.
- 10) Parámetros de la fuente/sumidero.

6.6.6.1. DUSTIN PARA WINDOWS

Se cuenta con un preprocesador de entrada de datos basado en Windows, para facilitar la creación de un marco de entrada para los códigos de cálculo DUST (para especies simples) y DUST-MS (para especies múltiples). DUSTIN para Windows (DUSTIN-W) es un programa en Visual Basic que guía al usuario a través de todos los pasos necesarios para crear un marco de entrada. Puede convertir marcos de entrada de DUST a marcos de entrada de DUST-MS y

viceversa. La salida de DUSTIN-W es idéntica a la de las versiones basadas en DOS.

6.6.7. ESTRUCTURA DEL MARCO DE ENTRADA PARA EL CODIGO DUST

Data Set 1) DEFINICIÓN GENERAL DEL PROBLEMA

| | |
|--------|--|
| TITLE | Título (hasta 60 caracteres) |
| NISO | Número de isótopos (hasta 10 especies) |
| IACT | Unidad de actividad (0 = Gm, 1 = Ci, 2 = Bq) |
| NNP | Número de puntos nodales / Celdas de mezcla |
| ITRANS | Modo de transporte (diferencia finita = 1) |

*** PROPIEDADES DEL CONTAMINANTE ***

| | |
|------|--------------------------------------|
| RN | Radionucleido |
| Prop | Periodo de semidesintegración (años) |
| | Concentración de saturación |
| | Peso atómico |

*** CADENAS DE DECAIMIENTO ***

| | |
|------------|--|
| Decay Chn | Número de cadenas de decaimiento (0 = NO, ≥ 1 = SÍ) |
| Length | Extensión de la cadena |
| Members | Miembros de la cadena de decaimiento |
| Frac Decay | Fracción de ramificación |

Data Set 2) PARÁMETROS DE TIEMPO

| | |
|-------|---------------------------------------|
| NTI | Número de incrementos de tiempo |
| DTCHG | Número de cambios discretos de tiempo |

| | |
|------------|--|
| TIME STEP | Incremento de tiempo (DELTA- años) Multiplicador para el aumento del incremento Valor máximo de DELTA (años) Valor máximo del tiempo (años) |
| TIME DTCHG | Lista de tiempos en los cuales 'DELTA' cambia: Tiempo (años) |

Data Set 3) DESIGNACIONES/PROPIEDADES DEL MATERIAL

*** PROPIEDADES DEL MATERIAL ***

| | |
|-------------|--|
| NMAT | Número de materiales (hasta 10 tipos diferentes) |
| NCM | Número de materiales redefinidos |
| K-d | Coefficiente de distribución |
| DENSITY | Densidad volumétrica |
| DISP. | Dispersividad |
| DIFFUSION | Coefficiente de difusión |
| Material #i | Material No. i |

*** DESIGNACIONES DEL TIPO DE MATERIAL ***

| | |
|-----------|---|
| Matl chng | Primer nodo en la secuencia Número de nodos a ser asignados en la secuencia Incremento de los nodos en esta secuencia Tipo de material para el primer nodo Incremento del tipo de material para los nodos en la secuencia |
|-----------|---|

Data Set 4) ESPECIFICACIONES DE SALIDA

Impresión de los Parámetros de Control de Salida para cada intervalo de tiempo (NTI)

- 0 No imprimir nada
- 1 Imprimir concentraciones
- 2 Imprimir lo anterior (1) más flujo de material
- 3 Imprimir lo anterior (2) más brecha del recipiente
- 4 Imprimir lo anterior (3) más concentraciones de FD en la forma de desecho

| | |
|------------|--|
| Trace var | Número de trazos de concentración (hasta 20 ubicaciones) |
| | Número de trazos de flujo (hasta 20 ubicaciones) |
| | Número de intervalos entre trazos |
| Con Tr Loc | Números de los nodos para los trazos de concentración |
| FX Tr Loc | Números de los nodos para los trazos de flujo |

Data Set 5) DIMENSIONES Y COORDENADAS DE LA INSTALACIÓN

Area Área superficial horizontal de la instalación

*** COORDENADAS DE LOS NODOS ***

Delta-X Primer nodo en la secuencia
 Número de nodos en la secuencia
 Incremento de los nodos
 Localización del primer nodo en la secuencia
 Delta X (distancia entre nodos en esta secuencia)
 Cambio fraccional en el tamaño del nodo

Dimensiones de la instalación

| | |
|-----------------|---------------------------|
| FACILITY HEIGHT | Altura de la instalación |
| VOL.OF FACILITY | Volumen de la instalación |

Data Set 6) CONDICIONES INICIALES Y DE FRONTERA**CONCENTRACION INICIAL EN CADA NODO POR "RN"**

| | |
|-----|---|
| INV | Primer nodo en la secuencia |
| | Número de nodos en la secuencia |
| | Incremento de los nodos |
| | Concentración en el primer nodo en la secuencia |
| | Cambio en la concentración |

*** CONDICIONES DE FRONTERA POR "RN" ***

Variables para las condiciones de frontera:

| | | |
|----------|---|---|
| | 1 | Concentración |
| | 2 | Flujo total |
| | 3 | Flujo advectivo |
| | 4 | Flujo dispersivo |
| BC FLAGS | | Frontera superior |
| | | Frontera inferior |
| | | Número de puntos de datos de condiciones de fronteras en cada contorno por "RN" |
| TIME TOP | | condición de frontera superior: tiempo (años) |
| VALUE | | Valor de la condición de frontera superior |
| TIME BOT | | Condición de frontera inferior: tiempo (años) |
| VALUE | | valor de la condición de frontera inferior |

Data Set 7) FLUJO DE AGUA Y CONTENIDO DE HUMEDAD

| | |
|----------|--|
| Vel Pts | Nº de pares ordenados de tiempo y velocidad de Darcy |
| TIME | Tiempo (años) |
| VALUE | Valor de la velocidad de DARCY (cm/s) |
| MST CONT | primer nodo en la secuencia |

Número de nodos en la secuencia
 Incremento de los nodos
 Contenido de humedad en el primer nodo en la secuencia
 Cambio en el contenido de humedad

Data Set 8) PARÁMETROS DEL RECIPIENTE

*** INFORMACION SOBRE EL TIPO DE RECIPIENTE/BULTO Y DESECHO ***

NCON Número de contenedores/bultos de desechos
 TYPE Número de tipos de contenedores/bultos (hasta 300 diferentes)
 TIME FAIL Tiempo de fractura (años) para cada contenedor
 FAIL FLAG Modo de deterioro (0 = General, 1 = General y local)
 Con Loc Ubicación y tipo de contenedor/bulto

Parámetros para el modelamiento del deterioro localizado:

CONT.TYPE Tipo de recipiente
 THICKNESS Espesor del recipiente
 PARAM N Parámetro de picadura N
 PARAM K Parámetro de picadura K
 AREA Area superficial de la forma de desecho
 ASCALE Parámetro de escalamiento del área
 PITS Número de grietas (agujeros) por recipiente

Data Set 9) PARÁMETROS DE LA FORMA DE DESECHO

WF Type Número de tipos de forma de desecho (hasta 20 diferentes)

*** DIMENSIONES DE LA FORMA DE DESECHO ***

WASTE FORM:

Shape-Size

| | |
|------------|--|
| FLAG | Modelos para la geometría de la forma de desecho y procedimiento de solución |
| 0 | Rectangular, modelo analítico |
| 1 | Cilíndrica, modelo analítico |
| 2 | Esférica, modelo analítico |
| 3 | Rectangular, modelo de diferencia finita |
| 4 | Cilíndrica, modelo de diferencia finita |
| 5 | Esférica, modelo de diferencia finita |
| RADIUS | Radio |
| HALF WIDTH | Ancho medio |
| VOLUME | Volumen |
| WF type # | Número del tipo de la forma de desecho. |

*** PARAMETROS DE LA FORMA DE DESECHO ***

| | |
|------------|--|
| RLSE DATA | Parámetros de la velocidad de emisión |
| SURF FRCT | Fracción de lavado superficial |
| DIFF FRCT | Fracción de difusión |
| PART CO. | Coefficiente de reparto |
| DIFF CO. | Coefficiente de difusión |
| FR RLSRATE | Velocidad fraccional de emisión |
| INV | Inventario inicial |
| Waste Type | Asignaciones al tipo de desecho para cada recipiente |

Data Set 10) PARÁMETROS DE LA FUENTE/SUMIDERO

*** PARAMETROS DE FUENTE EXTERNA POR "RN" ***

| | |
|-----|--|
| SRC | Número de elementos de fuente/sumidero |
| | Número de contornos de la fuente |
| | Número puntos de datos para cada contorno de la fuente |

6.6.8. ARCHIVOS DE SALIDA DEL CÓDIGO DUST

El código DUST crea varios archivos de salida que son útiles para ordenar las predicciones de los modelos. Mientras se corre el código DUST, el código pregunta al usuario por el nombre del archivo de salida primario. Este archivo contiene una revisión de la entrada de datos así como la salida requerida por el archivo de entrada. Además, son escritos por el código DUST hasta cinco diferentes archivos. Estos archivos incluyen: TRACECND.DAT, TRACEFXD.DAT los cuales pueden ser escritos ya sea con los modelos de transporte MCMC o FD, y CONCNT.DAT y LEACHRL.DAT que son escritos solamente si es usado el modelo de transporte FD.

6.6.9. USO DE GRAFXT

El GRAFXT fue creado para proporcionar al usuario del código DUST de un medio para analizar rápidamente la salida primaria, (concentraciones y flujos), del código. El GRAFXT toma los archivos TRACECND.DAT, TRACEFXD.DAT, y CONCNT.DAT y los muestra sobre una pantalla de video. El gráfico creado es un gráfico X-Y lineal de los datos.

6.6.10. DESCRIPCIÓN MATEMÁTICA DE LOS MODELOS SELECCIONADOS PARA EL ANÁLISIS DEL TÉRMINO FUENTE

6.6.10.1. MODELOS DE EMISIÓN DE LA FORMA DE DESECHO

1) Emisión por lavado con repartición

Para cada radionucleido, la cantidad de masa emitida en el intervalo de tiempo es obtenida al realizar un balance de masa. La masa en el sistema es:

$$M_{i,t} = M_{i,wf} + M_{i,a} + M_{i,p} \quad (6.6.8)$$

donde $M_{i,t}$ es la masa total (g) en el sistema del contaminante I, $M_{i,wf}$ es la masa de contaminante I sobre la forma de desecho, $M_{i,a}$ es la masa de contaminante I en solución acuosa, y $M_{i,p}$ es la masa de contaminante I sorbida sobre los medios porosos.

Las diferentes masas están dadas por las siguientes expresiones:

$$M_a(t) = \theta(t)V_e C(t) \quad (6.6.9)$$

donde:

$\theta(t)$ = Contenido volumétrico de humedad en el sistema

V_e = volumen de los medios porosos y sistema de solución acuosa (cc)

t = tiempo en segundos

C = concentración de la solución acuosa

$$M_p(t) = \rho S_p(t)V_e \quad (6.6.10)$$

donde:

ρ = densidad volumétrica de los medios porosos

S_p = masa adsorbida sobre el sólido por masa unitaria del sólido (g/g)

$$M_{wf}(t) = \rho_{wf} S_{wf}(t)V_{wf} \quad (6.6.11)$$

donde:

wf = subíndice que se refiere a la forma de desecho.

La asunción de equilibrio químico permite una relación directa entre la cantidad sorbida sobre el suelo (o forma de desecho) y la concentración de la solución como se expresa por:

$$S_p(t) = K_d C(t) \quad (6.6.12)$$

y,

$$S_{wf}(t) = K_p C(t) \quad (6.6.13)$$

donde K_d (cm^3/g) es el coeficiente de distribución suelo-solución y K_p (cm^3/g) es el coeficiente de reparto forma de desecho-solución. Los coeficientes de reparto y distribución son parámetros conceptualmente y físicamente similares.

Asumiendo que el sólido y la solución están siempre en equilibrio, el balance de masa será:

$$M_a(t)R + M_{wf}(t) = M_a(t + \Delta t)R' \quad (6.6.14)$$

donde:

R coeficiente de retardo ($R = 1 + \rho K_d/\theta$)

R' = coeficiente de retardo de tres componentes
(suelo, medio poroso, forma de desecho)

$$R' = 1 + \frac{\rho K_d}{\theta} + \frac{\rho_{wf} V_{wf} K_p}{\theta V_e} \quad (6.6.15)$$

2) Emisión de difusión controlada

Se resuelve analíticamente la ecuación de difusión corregida para el decaimiento.

$$\frac{\partial C}{\partial t} = \nabla \cdot D \nabla C - \lambda C \quad (6.6.16)$$

donde:

D = Coeficiente de difusión efectivo

C = Concentración

λ = Constante de decaimiento radiactivo

La condición inicial asume una concentración uniforme a lo largo de la forma de desecho:

$$C(x, y, z, 0) = C_0 \quad (6.6.17)$$

Las condiciones de frontera asumen simetría cerca del plano medio de la forma de desecho y concentración cero en el borde exterior.

$$\begin{aligned} C(x_b, y, z, t) &= 0 \\ C(x, y_b, z, t) &= 0 \\ C(x, y, z_b, t) &= 0 \end{aligned} \quad (6.6.18)$$

donde el subíndice b denota una frontera.

La solución de la ecuación (6.6.16) sujeta a las condiciones iniciales y de frontera da la concentración en cualquier ubicación dentro de la forma de desecho.

Sin embargo, la cantidad de interés es la velocidad de emisión, que es el flujo másico integrado sobre el área superficial.

$$Q(t) = \int dS \cdot J_s \quad (6.6.19)$$

donde:

$Q(t)$ es la emisión másica por unidad de tiempo; y
 J_s es el flujo másico en la superficie.

Para emisión de difusión controlada unidimensional,

$$J_s = -D \frac{\partial C(x_s)}{\partial x} \quad (6.6.20)$$

donde x_s denota una superficie de la forma de desecho.

3) Emisión uniforme

El modelo conceptual para la emisión uniforme asume que la forma de desecho emite la radiactividad a una velocidad uniforme. Típicamente este comportamiento de emisión sería causado por las reacciones de degradación que ocurren en la superficie de la forma de desecho.

En el DUST-MS, a cada radionucleido se le puede asignar una sola velocidad de emisión uniforme. La velocidad de emisión por unidad de volumen es estimada de:

$$Q_u = \frac{u_i M_0}{V_v} e^{-\lambda t} \quad (6.6.21)$$

donde u_i es la velocidad de emisión fraccional.

6.6.10.2. PROCEDIMIENTO DE SOLUCIÓN POR DIFERENCIA FINITA

Para definir el sistema, el usuario proporciona el número de posiciones en las cuales es calculada la concentración, NNP, y las ubicaciones que son usadas para determinar los volúmenes de control, X(I), donde I varía desde 1 hasta NNP (véase el esquema N° 6.1). El tamaño de los volúmenes de control puede variar con la ubicación.

Se tiene la siguiente ecuación:

$$\begin{aligned} \frac{(\theta RC_n)^{i+1}}{\Delta t} &= \frac{(\theta RC_n)^i}{\Delta t} + C_{n+1}^{i+1} \left[\frac{(\theta D)^{i+1}}{\Delta X_n \Delta X_{n,a}} \right] \\ &- C_n^{i+1} \left[\frac{(\theta D)_n^{i+1}}{\Delta X_n \Delta X_{n,a}} + \frac{(\theta D)_n^{i+1}}{\Delta X_{n-1} \Delta X_{n,a}} + \frac{V_D^{i+1}}{\Delta X_{n-1}} + \lambda(\theta R)^{i+1} \right] \\ &+ C_{n-1}^{i+1} \left[\frac{(\theta D)_{n-1}^{i+1}}{\Delta X_{n-1} \Delta X_{n,a}} + \frac{V_D^{i+1}}{\Delta X_{n-1}} \right] + q_n^{i+1} \end{aligned} \quad (6.6.22)$$

donde $\Delta X_{n,a} = \frac{1}{2}(\Delta X_n + \Delta X_{n-1})$

y donde el superíndice i se refiere al nivel de tiempo del cálculo y el subíndice n se refiere a la ubicación espacial del cálculo.

La ecuación (6.6.22) se aplica para cada volumen de control en el interior del dominio que está siendo simulado. La ecuación (6.6.22) muestra que la concentración en el volumen de control n es una función de sus dos vecinos más cercanos.

Condiciones de frontera:

La ecuación de balance de masa para cualquier volumen de ancho ΔX es:

$$\frac{\partial(\theta RC)}{\partial t} = - \left[\frac{J_{out} - J_{in}}{\Delta X} \right] - \lambda \theta RC + q \quad (6.6.23)$$

donde:

J_{out} = Flujo de masa en la frontera aguas abajo (máximo valor de X)

J_{in} = Flujo de masa en la frontera aguas arriba

Primer volumen de control

Para la frontera superior, por ejemplo, el primer volumen de control (véase el esquema N° 6.1), el balance de masa de diferencia finita viene a ser:

$$R_1 \left[\frac{C_1^{i+1} - C_1^i}{\Delta t} \right] = - \left[\frac{J_1 - J_b}{\Delta t} \right] - \lambda R_1 C_1 + q_1 \quad (6.6.24)$$

donde $\Delta X = X(2) - X(1)$, los subíndices 1 se refieren al volumen de control 1, y el superíndice i se refiere al nivel de tiempo del cálculo.

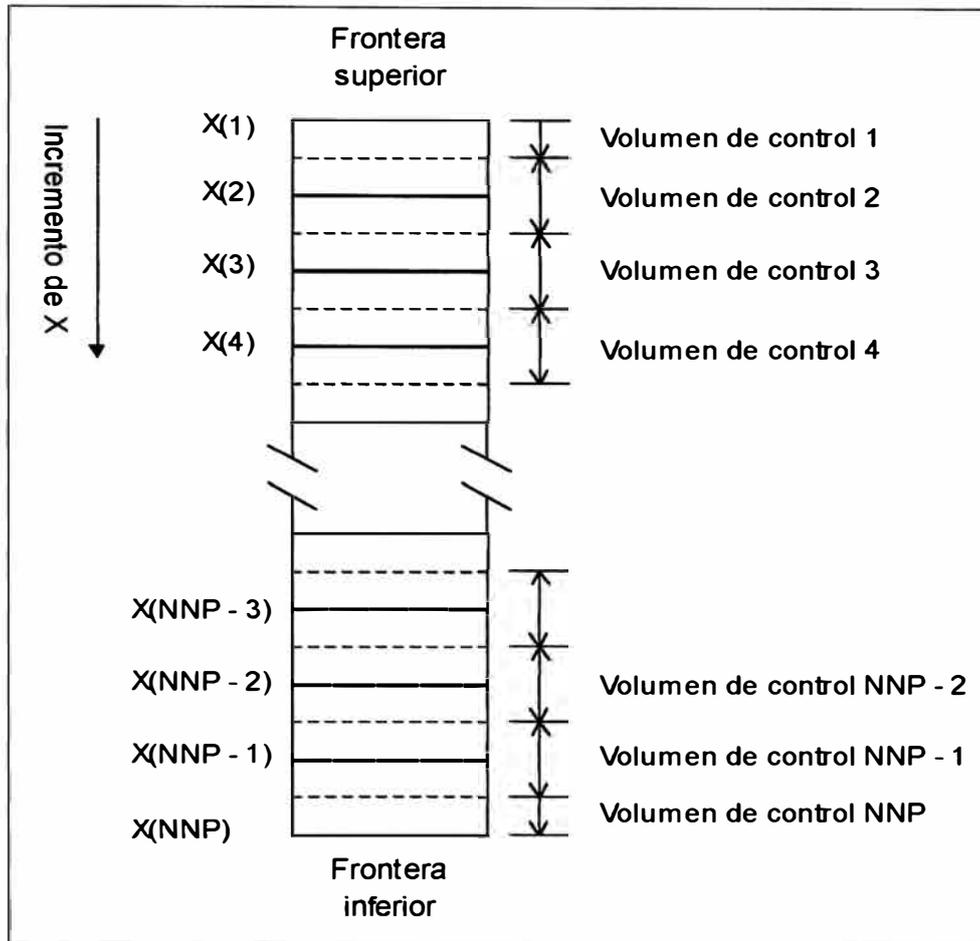
Ecuaciones para el último volumen de control

Para la frontera inferior, por ejemplo, el último volumen de control (véase el esquema N° 6.3), el balance de masa de diferencia finita viene a ser:

$$R_N \left[\frac{C_N^{i+1} - C_N^i}{\Delta t} \right] = - \left[\frac{J_b - J_N}{\Delta X_N / 2} \right] - \lambda R_N C_N + q_N \quad (6.6.25)$$

donde $\Delta X_N = X(NNP) - X(NNP - 1)$, el subíndice N se refiere al último volumen de control, e i se refiere al nivel de tiempo.

Esquema N° 6.3. DISCRETIZACIÓN DEL VOLUMEN DE CONTROL DE UNA REGIÓN MODELADA



6.7. CÓDIGO RESRAD-GENII PARA EL PRONÓSTICO DEL IMPACTO SOBRE LA SALUD HUMANA

6.7.1. VALIDACIÓN Y ESTRUCTURA DEL CÓDIGO RESRAD

El código de cálculo RESRAD fue preparado en 1980, por encargo de la División de Evaluación Ambiental de la Universidad de Chicago y patrocinado por el Departamento de Energía de los Estados Unidos (DOE), con sede en Washington, D.C.

El autor del código es el Sr. Charley Yu, Ph.D. en Ingeniería Nuclear y M.S. en Física Médica, quien se desempeña como Gerente Interino de la sección de Riesgo Radiológico del Laboratorio Nacional de Argonne en Illinois. La elaboración del código la realizó en conjunto con los profesionales A.J. Zielen, J.J. Cheng, Y.C. Yuan, L.G. Jones, D.J. LePoire, Y.Y. Wang, C.O. Loureiro, E. Gnanapragasam, E. Faillace, A. Wallo III, W.A. Williams, y H Peterson [6].

El código ha sido evaluado independientemente por QuantiSci Limited de Oxfordshire, Gran Bretaña, por encargo del Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) de España y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. (ENRESA) de España. Después de esta evaluación, tanto el CIEMAT como ENRESA han adoptado el uso del código.

El código de cálculo RESRAD se utiliza para el cálculo de dosis. El código consta de tres módulos:

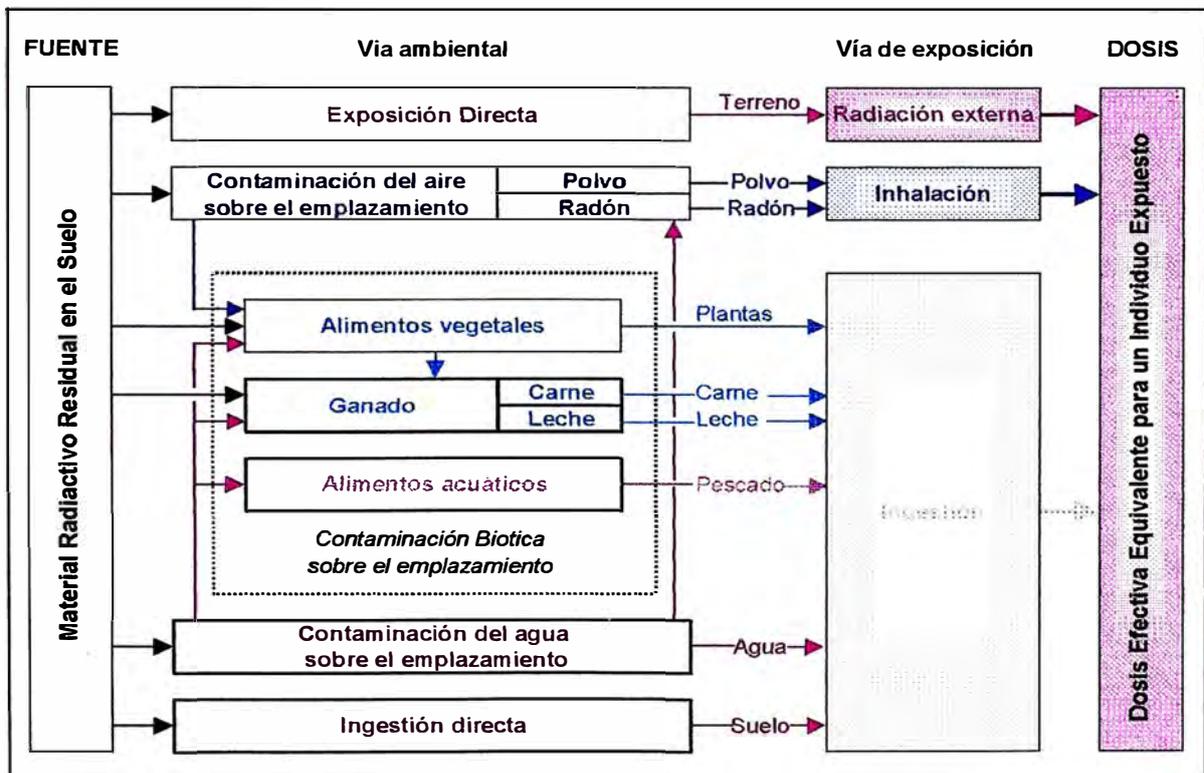
- RESPC: Un módulo interactivo para formas de ingreso de datos y vías de observación.
- RESMAIN: El principal módulo calculacional y generador de reportes.
- RESPLOT: Un módulo interactivo que muestra los últimos resultados del RESMAIN.

Todos los módulos están integrados dentro de un paquete simple y pueden ser ejecutados automáticamente, según sea necesario, por el usuario.

6.7.2. IDENTIFICACIÓN DE LAS VÍAS DEL RESRAD

Las tres vías potenciales principales de exposición por las cuales los radionucleidos pueden ingresar al cuerpo humano son: Radiación externa, inhalación e ingestión. Para cada vía de exposición, los radionucleidos pueden migrar desde una fuente hacia un punto de exposición humana por medio de muchas vías ambientales (véase el diagrama N° 6.13).

Diagrama N° 6.13. REPRESENTACIÓN DE LAS VÍAS DEL RESRAD



6.7.2.1. VÍAS DE RADIACIÓN EXTERNA

La radiación gamma de los radionucleidos distribuidos en la zona contaminada es la vía de radiación externa dominante. La dosis debida a la radiación gamma externa es calculada primeramente para un individuo expuesto continuamente a la radiación desde una zona infinitamente contaminada a una distancia de un metro por debajo de la superficie del suelo.

6.7.2.2. VÍAS DE INHALACIÓN

La exposición por inhalación resulta principalmente de la inhalación de productos del decaimiento del radón y polvo contaminado. Una vía de inhalación consiste de dos segmentos:

- 1) Un segmento de exposición por transporte en el aire que enlaza la fuente (zona contaminada), con los radionucleidos transportados por el aire en el lugar de exposición.
- 2) Un segmento de inhalación que enlaza a los radionucleidos transportados con el individuo expuesto. El segmento de inhalación está caracterizado por un factor de ocupación (fracción equivalente de tiempo durante el cual un individuo inhala aire contaminado) y un factor de velocidad de inhalación. La vía de exposición por transporte en el aire es el segmento crítico. Está caracterizada por la tasa de concentración aire/suelo.

6.7.2.3. VÍAS DE INGESTIÓN

6.7.2.3.1. Vías Alimenticias

Son consideradas cuatro categorías de vías alimenticias: Alimentos vegetales, carne, leche, y alimentos acuáticos.

Las vías alimenticias son activadas por escenarios en los cuales la producción es desarrollada en o cerca de la zona contaminada. El desarrollo de la producción de las plantas en la zona contaminada será el contribuidor dominante y más frecuente, especialmente si la producción es irrigada con agua contaminada.

Las vías alimenticias pueden ser clasificadas como independientes del agua o dependientes del agua.

El transporte de radionucleidos a través de las vías alimenticias está determinado por las cantidades de alimentos diferentes consumidos (factores

dietéticos), la fracción de la dieta de los alimentos que son contaminados por los radionucleidos de la zona contaminada.

6.7.2.3.2. Segmentos de la vía del agua

El segmento de la vía del agua conecta a la zona contaminada con un punto de extracción de agua para uso potable o irrigación, o con un estanque donde se encuentran los alimentos acuáticos para consumo humano. Este segmento está caracterizado por una relación de concentración agua/suelo para cada radionucleido, la cual está definida como la relación de la concentración del radionucleido en el agua en el punto de extracción o utilización y la concentración del radionucleido en la zona contaminada.

- **Segmento de la vía de agua subterránea:** Se utilizan dos modelos para calcular la relación de concentración agua/suelo para el segmento de la vía en agua subterránea: un modelo de balance de masa (MB) y un modelo de no dispersión (ND). El modelo MB asume que todos los radionucleidos emitidos anualmente desde la zona contaminada son extraídos a través de un pozo localizado en el centro de la zona contaminada. El modelo ND asume que la dispersibilidad es nula, el acuífero es homogéneo y pozo está localizado en el borde de la gradiente de la zona contaminada.
- **Segmento de la vía de agua superficial:** El agua superficial se asume como un estanque para el cual (1) los flujos de entrada y salida de agua están en equilibrio de estado estacionario y (2) el flujo de entrada anual de material radiactivo dentro del estanque es igual a la cantidad anual de material radiactivo lixiviado desde la zona contaminada.

6.7.2.3.3. Vía del agua potable

El factor de concentración que caracteriza a la vía de agua potable es obtenido al multiplicar la relación de concentración agua/suelo por la cantidad anual de agua potable contaminada consumida por un individuo. Tanto el agua de pozo como el agua superficial pueden ser usadas como agua potable.

6.7.2.3.4. Vía de ingestión de suelo

La vía de ingestión del suelo corresponde a la ingestión directa de suelo. Esta vía es especialmente significativa para un niño afligido con un deseo compulsivo por objetos no alimenticios. La dosis debida a la ingestión del suelo depende de la cantidad de tierra ingerida y la concentración del suelo.

6.7.3. DILUCIÓN Y DISPERSIÓN EN LOS MEDIOS RECEPTORES

Los radionucleidos introducidos al medio ambiente en forma gaseosa, líquida o sólida, se ven sometidos, en escalas de tiempos variables, a algún grado de dispersión o dilución.

El grado de dispersión no sólo depende del estado físico del material en relación con el medio receptor, sino también de la distancia entre la fuente, y el receptor y la vía descarga.

También dependerá, en alguna medida de la temperatura y las diferencias de densidades entre el efluente y el medio receptor, de la profundidad de descarga en aguas o la altura de emisión a la atmósfera y otros factores como ser caudal del río, corrientes marinas, velocidad del viento, turbulencia atmosférica, etc. Por otra parte, hay que tener siempre en cuenta el fraccionamiento que ocurre entre diferentes componentes del medio receptor (por ejemplo, agua y sedimento) y procesos de “envejecimiento”, los cuales modificarán el grado de disponibilidad de

un nucleido para su transferencia, a través de subsiguientes compartimentos de una vía de irradiación.

En el caso de efluentes gaseosos y líquidos, la dilución es determinada por los procesos de transporte en el medio, lo cual depende de las condiciones hidrográficas y atmosféricas locales.

Resulta importante remarcar que en general, no es necesario efectuar detallados estudios hidrográficos y atmosféricos con el uso de técnicas de trazadores. Para los objetivos perseguidos puede ser suficiente efectuar los cálculos con modelos simples. Así, por ejemplo, para el caso de dilución en agua de mar, puede considerarse una distribución homogénea en el volumen de agua disponible, o para el caso de dispersión atmosférica, utilizarse los modelos Gaussianos. Estos modelos, conceptualmente simples, se completan con adecuados términos de corrección como ser las velocidades de depósito, el decaimiento radiactivo en el transporte atmosférico o velocidad de renovación e intercambio con sedimentos en el transporte en un curso de agua.

Con la excepción del decaimiento radiactivo, todos los procesos que disminuyen la concentración de un radionucleido en el medio receptor, resultan de la transferencia a otros compartimentos ambientales.

6.7.4. TRANSFERENCIAS A COMPARTIMENTOS CRÍTICOS

Las concentraciones de radionucleidos, estimadas en aire o agua, permiten establecer, con el uso de los parámetros de transferencia adecuados, las concentraciones en los distintos compartimentos críticos. Muchos de los factores de transferencia son conocidos para una variada gama de nucleidos y materiales ambientales, a través de la experiencia obtenida en gran cantidad de instalaciones.

Los estudios relacionados con la contaminación ambiental producida por explosiones nucleares, han proporcionado una valiosa información sobre el comportamiento ambiental de numerosos radionucleidos, como así también los estudios de transferencias de algunos radionucleidos naturales.

Por otra parte, existe también gran actividad de determinaciones experimentales con trazadores o basadas en mediciones de nucleidos estables.

6.7.5. EVALUACIÓN DE DOSIS EN EL HOMBRE

Un adecuado conocimiento de la población local y del uso del medio ambiente permite identificar las posibles vías de irradiación.

La experiencia muestra que sólo algunas vías requieren un análisis detallado. Generalmente las mismas se refieren al uso del agua para bebida, consumo de determinados alimentos, permanencia en zonas contaminadas, etc.

La identificación de los miembros de la población que se prevé recibirán la máxima exposición (grupos críticos) y sus características, es de fundamental importancia para establecer las dosis individuales. Para el caso de exposición externa, la dosis puede ser calculada mediante el uso de los apropiados factores dosimétricos, teniendo en cuenta además los parámetros debidos a las características relevantes del grupo crítico (blindajes de las viviendas, tiempo de permanencia, etc.).

Para la contaminación interna, la incorporación anual del radionucleidos y la dosis resultante pueden ser calculadas a partir de las concentraciones estimadas en los alimentos, la información obtenida sobre el consumo del “Individuo Medio” del grupo crítico, y los factores dosimétricos correspondientes.

6.7.6. FACTORES DE CONVERSIÓN DE DOSIS

La distribución de la dosis dentro del cuerpo humano depende del tipo de radiación involucrada y la localización de los radionucleidos que emiten la radiación, esto es, interna o externamente hacia el cuerpo humano.

Las dosis de radiación internas a órganos y tejidos del cuerpo humano son frecuentemente estimadas con factores que representan la dosis equivalente trasladada para una entrada unitaria de un radionucleido vía inhalación o ingestión.

En el caso de radiación externa, la tasa de dosis en los órganos depende de la concentración del radionucleido en el medio ambiente.

6.7.6.1. INGESTIÓN E INHALACIÓN

La inhalación de radionucleidos unida a las partículas transportadas por el aire es un camino potencial para el ingreso de radionucleidos en el cuerpo humano. El modelo ICRP del tracto respiratorio divide al tracto en tres regiones: nasofaringea, traquiobronquial y pulmonar. La fracción de actividad inhalada depositada en estas regiones es una función del tamaño de las partículas transportadas en el aire. La tasa con la cual el material depositado es removido desde las regiones es considerada como independiente del tamaño de la partícula; la tasa está, sin embargo, relacionada a la forma química de las partículas.

6.7.6.2. RADIACIÓN EXTERNA

Los órganos del cuerpo humano pueden ser irradiados por radiación emitida de los radionucleidos presentes en el medio ambiente. La radiación gamma es la única radiación externa que se toma en cuenta para la realización del cálculo.

6.7.7. DESCRIPCIÓN MATEMÁTICA DEL CÁLCULO DE LA DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA ANUAL PARA UN INDIVIDUO

$$H_E(t) = \sum \sum H_{E,ip}(t) \quad (6.7.1)$$

$H_E(t)$ = Dosis equivalente efectiva anual para un individuo

$H_{E,ip}(t)$ = Dosis equivalente efectiva promedio anual recibida en un tiempo "t" por un miembro del grupo crítico de población.

i = Radionucleido transportado a través de la vía

p = Vía de transporte en el medio ambiente = 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9

- (1) Gamma externo
- (2) Inhalación
- (3) Ingestión de plantas
- (4) Ingestión de carne
- (5) Ingestión de leche
- (6) Alimentos Acuáticos
- (7) Agua de bebida
- (8) Ingestión de suelo
- (9) Radón

Unidades = (mrem/año)

Cálculo de $H_{E,ip}(t)$:

$$DSR_{ip}(t) = \frac{H_{E,ip}(t)}{Si(0)} \quad (6.7.2)$$

$DSR_{ip}(t)$ = [dosis/concentración de suelo] para un radionucleido i, en una vía “p”

Unidades: [(mrem /año) /pCi /g]

$Si(0)$ = Concentración inicial de un radionucleido “i”, en una zona contaminada uniformemente (pCi/g), $t = 0$

Cálculo de $DSR_{ip}(t)$

$$DSR_{ip}(t) = \sum_j DCF_{j,x(p)} \times BRF_{ij} \times \sum_q ETF_{ij,pq}(t) \times SF'_{ij,pq}(t) \quad (6.7.3)$$

- $DCF_{j,x(p)}$ = Factor de conversión de dosis para radionucleido principal “j” y la vía de exposición $x(p)$.
 $[(mrem/año)/(pCi/cc)]$: Para la radiación externa desde la zona contaminada.
 $mrem / pCi$: para la radiación interna desde la ingestión o inhalación de radionucleidos.
- BRF_{ij} = Factor de ramificación (adimensional), que es la fracción del decaimiento total del radionucleido “i” que da como resultado el desarrollo del radionucleido “j”.
- $ETF_{ij,pq}(t) = ETF_{jp}(t)$, Factor de transporte ambiental para el j-ésimo radionucleido principal en el tiempo “t”, cuando $p = 1, 2$ y 8 (g/cc para radiación externa desde la zona contaminada, $p = 1$; g/año para radiación interna a partir de inhalación de polvo, $p = 2$; e ingestión de suelo, $p = 8$). Cuando $p = 3, 4$ y 5 (Vías de ingestión de plantas, carne y leche), es el factor de transporte ambiental para el j-ésimo radionucleido principal que se origina del decaimiento del i-ésimo radionucleido principal para el q-ésimo componente de la p-ésima vía ambiental en el tiempo “t” (g/año). Cuando $p = 6$ y 7 (ingestión de pescado y agua para beber), es equivalente a $ETF_{ij,p}(t)$, el factor de transporte ambiental para el j-ésimo radionucleido principal que se origina del decaimiento del i-ésimo radionucleido principal para la p-ésima vía ambiental en el tiempo “t” (g/año).
- $SF'_{ij,pq}(t) = SF_{ij}(t)$, factor de desarrollo y decaimiento y lixiviación del j-ésimo radionucleido principal en el tiempo t del i-ésimo radionucleido principal presente inicialmente (adimensional), cuando $p = 1, 2$ y 8 . Para $p = 3$, $SF'_{ij,pq}(t)$ es equivalente para $Sf_{ij}(t)$ cuando $q = 1$ y 2 ($q = 1$ para el componente de incorporación por la raíz, $q = 2$ para el componente de deposición de las hojas), y $p = 1$ cuando $q = 3$ y 4 ($q = 3$ para el componente de irrigación por zanjas, y $q = 4$ para el componente de irrigación elevada). Para $p = 4$ y 5 , $SF'_{ij,pq}(t)$ es equivalente a $Sf_{ij}(t)$ cuando $q = 1, 2$, y 6 ($q = 6$ para el componente de

incorporación de suelo por el ganado) y $p = 1$ cuando $q = 3, 4, \text{ y } 5$ ($q = 5$ para el agua del ganado). Para $p = 6 \text{ y } 7$, $SF'_{ij,pq}(t) = 1$.

- $x(p)$ = Subíndice para las vías de exposición, el cual es una función de la vía ambiental “p” (para $p = 1$ [radiación externa desde el terreno], $x(p) = 1$; para $p = 2 \text{ y } 9$ [Inhalación de polvo y radón], $x(p) = 2$; y para $p = 3, 4, 5, 6, 7, \text{ y } 8$ [Ingestión de plantas, carne, leche, pescado, agua, y suelo, respectivamente], $x(p) = 3$).
- p = Subíndice para las vías ambientales.
- q = subíndice para los componentes de la vía. Para $p = 1, 2, 6, 7, \text{ y } 8$ $q = 1$; esto es, no existe división adicional de la vía p. Para $p = 3$, q varía desde 1 hasta 4. Para $p = 4 \text{ y } 5$, q varía desde 1 hasta 6. Los índices son $q = 1$ para incorporación por la raíz, $q = 2$ para deposición en las hojas, $q = 3$ para irrigación por zanjas, $q = 4$ para irrigación elevada, $q = 5$ para agua de ganado, y $q = 6$ para incorporación de suelo por el ganado.
- i, j = Subíndice para los radionucleidos principales, cuando i se refiere a radionucleidos que existen inicialmente en el tiempo t , y j se refiere a los radionucleidos de la cadena de decaimiento del radionucleido i .

6.7.7.1. FACTORES DE CONVERSION DE DOSIS

$$DCF_{ix} = H_{E,ix} / E_{ix} \quad (6.7.4)$$

Donde:

$H_{E,ix}$ = Dosis efectiva anual equivalente que resulta de la exposición a radiación externa ($x = 1$) desde el i -ésimo radionucleido principal y sus radionucleidos asociados (mrem/año) o la dosis efectiva anual equivalente perpetrada que resulta de la exposición durante 50 años a radiación interna desde la cantidad del i -ésimo radionucleido principal y sus radionucleidos asociados inhalados ($x = 2$) o ingeridos ($x = 3$) en un año (mrem/año); y

E_{ix} = Parámetro de exposición para el i-ésimo radionucleido principal (concentración del i-ésimo radionucleido principal en una fuente normal [para las vías de radiación externa] o la cantidad anual del i-ésimo radionucleido principal inhalado o ingerido [para las vías de radiación interna]) (pCi/cc para radiación externa [x = 1] desde la zona contaminada; pCi/año para radiación interna por inhalación [x = 2] o ingestión [x = 3]).

- a) **DCF_{i1}** : Factor de conversión de Dosis de volumen para la vía de radiación externa (gamma) del terreno, para cada radionucleido i.

Estos factores están recopilados en la Tabla F.A-1 para densidades de suelo de 1.0 y 1.8 g/cc. Dichos valores fueron calculados usando los métodos de Koher y Sjoreen (1985) y Chen (1991). Los valores para densidades diferentes a las mencionadas son obtenidos por interpolación o extrapolación lineal de log(DCF).

Unidades: (mrem/año) / (pCi/cc)

- b) **DCF_{i2}**: Factores de conversión de dosis por inhalación.

Los valores para diferentes clases de inhalación están recopilados en la tabla B-1 dichos valores fueron tomados de un reporte DOE (DOE 1988).

Unidades: mrem/pCi

- c) **DCF_{i3}** = Factores de conversión de dosis por ingestión

Estos factores dependen de la forma química, la cual determina la fracción f_i de un radionucleido que ingresa al tracto gastrointestinal y llega a los fluidos del cuerpo humano. Dichos valores fueron tomados de un reporte DOE (DOE 1988) y están tabulados en la tabla F.D.1

Unidades: mrem/pCi

6.7.7.2. FACTORES DE TRANSPORTE AMBIENTAL

6.7.7.2.1. Para la vía de radiación externa del terreno

$$ETF_{i1}(t) = \rho_b^{(cz)} \times FO_1 \times FS_1 \times FA_1 \times FD_{i1}(t) \times FC_{i1}(t) \quad (6.7.5)$$

donde:

$\rho_b^{(cz)}$ = Densidad volumétrica de material del suelo en la zona contaminada
(1.5g/cc)

FO_1 = Factor de ocupación y blindaje (0.6, adimensional)

FS_1 = Factor de forma (1.0, adimensional)

FA_1 = factor de área (adimensional)

$FD_{i1} [\rho_b^{(cd)}, T(t)]$ = Factor de profundidad para el radionucleido i en el tiempo t (adimensional)

$FC_{i1}(t) [\rho_b^{(cv)}, C_d(t)]$ = Factor de cubierta para el radionucleido i al tiempo t (adimensional)

$T(t)$ = Espesor de la zona contaminada en el tiempo t (m)

$\rho_b^{(cv)}$ = Densidad volumétrica del material de la cubierta (1.5g/cc)

$C_d(t)$ = Espesor de la cubierta en el tiempo t (m)

FD_{i1} = Factor de profundidad para el radionucleido i en el tiempo t, para un espesor específico de zona contaminada y es obtenido por interpolación o extrapolación a partir de la tabla F.A.3

$$FD_{i1} [\rho_b^{(cd)}, T(t)] = 1 - \exp[-k_i \rho_b^{(cd)} T(t)] \quad (6.7.6)$$

Donde:

K_i = Constante empírica

FO_1 = Factor de ocupación y blindaje igual a 0.6 está basado en la asunción de que el 50% del tiempo de una persona la pasa dentro de la casa (donde el nivel de exposición a la radiación es el 70% del nivel de exposición en el exterior, el 25% la pasa fuera del área contaminada y el 25% la pasa en áreas no contaminadas.

FS_1 = Factor de forma = 1.0

Es usado para corregir el factor de área de forma no circular, FS para un área contaminada circular es 1.0. Para un área contaminada de forma irregular, se busca un área equivalente a esta forma irregular mediante anillos y se hace un cálculo por medio de la fracción de área de estos anillos.

FA_1 = factor de área, es calculada por la interpolación lineal usando el área de la zona contaminada y los valores de la tabla F.A.2; el factor de área calculado es para una zona contaminada equivalente a un área circular.

FC_{i1} = Factor de cubierta para el radionucleido i en la zona contaminada con un espesor de cubierta de $C_d(t)$ y una densidad de cubierta de $\rho_b^{(cv)}$.

$$FC_{i1}[\rho_b^{(cv)}, C_d(t)] = \exp[-k_i \rho_b^{(cv)} C_d(t)] \quad (6.7.7)$$

6.7.7.2.2. Para la vía de inhalación de polvo

$$ETF_{i2}(t) = ASR_2 \times FO_2 \times FA_2 \times FCD_2(t) \times FI_2 \quad (6.7.8)$$

Donde:

$ETF_{i2}(t)$ = Factor de transporte ambiental en el tiempo t para inhalación de polvo para el i-ésimo radionucleido principal (g/año)

ASR_2 = Relación de concentración aire/suelo = masa promedio cargada en el aire de partículas de suelo contaminado (2×10^{-4} g / m³).

FO_2 = Factor de ocupación (0.45, adimensional)

FA₂= Factor de área (adimensional)

FCD₂(t)= Factor de cubierta y profundidad (adimensional)

FI₂= Incorporación anual de aire (8400m³/año)

ASR₂= Relación de concentración aire/suelo = masa promedio cargada en el aire de partículas de suelo contaminado = (2×10⁻⁴ g /m³)

La masa cargada es un estimado conservador que toma en cuenta períodos cortos de alta masa cargada y períodos sostenidos de actividad normal sobre una granja típica.

Existen tres modelos comúnmente usados para el proceso por el cual el polvo llega a ser transportado por el aire.

Uno es un modelo de factor de resuspensión en el cual la concentración de polvo transportado en el aire (C_{dust}) está dado como una función de un factor de resuspensión (R_r) determinado empíricamente, la profundidad efectiva de la capa de polvo a partir del cual ocurre la resuspensión (d_r) y la densidad volumétrica del suelo (ρ_b). La fórmula que relaciona estas variables es:

$$(C_{dust}) = R_r d_r \rho_b \quad (6.7.9)$$

El segundo es un modelo de velocidad de resuspensión, en el cual la concentración de polvo transportado en el aire es dada como una función de una velocidad de resuspensión (R_r) determinado empíricamente, concentración de polvo superficial (σ_s = ρ_b d_r) y una velocidad promedio de deposición (v_d). La fórmula es:

$$(C_{dust}) = R_r \sigma_s / v_d \quad (6.7.10)$$

El tercero es un modelo de masa cargada en el cual es especificado un valor promedio de concentración de polvo transportado en el aire sobre la base de datos empíricos.

FO_2 = Factor de ocupación = 0.45,

Está basado en la asunción de que el 50% del tiempo de una persona la pasa dentro de un local (donde el nivel de polvo es de 40% del nivel de exposición en el exterior), el 25% la pasa fuera del área contaminada y el 25% la pasa en áreas no contaminadas.

FA_2 = Factor de área (adimensional) representa la fracción de polvo transportado en el aire que está contaminado. Es calculado al usar un modelo de mezcla para estimar la dilución de polvo contaminado que es resuspendido sobre el lugar por medio de flujo de polvo no contaminado proveniente de fuera, y está dado por la fórmula:

$$FA_2 = \frac{\sqrt{A}}{DL + \sqrt{A}} \quad (6.7.11)$$

donde:

A = área de la zona contaminada

DL = Longitud de dilución (3 m)

La longitud de dilución (DL) depende de la velocidad del viento, altura de mezclado, velocidad de resuspensión, y espesor de la capa de polvo resuspendible. Estimados de las fronteras inferior y superior de DL para los valores de fronteras de las variables independientes son 0.03 m y 250 m, respectivamente. La media geométrica de las fronteras, $DL = 3$ m, es usada como valor por defecto.

$FCD_2(t)$ = Factor de cubierta y profundidad es la fracción de partículas de suelo resuspendibles en la superficie del terreno que son contaminados. Es calculado al asumir que la mezcla del suelo ocurrirá dentro de una capa de espesor d_m en la superficie. Es calculado por la fórmula:

$$\begin{aligned}
FCD_2(t) &= 1 & C_d(t) &= 0, T(t) \geq d_m \\
FCD_2(t) &= T(t) / d_m & C_d(t) + T(t) &< d_m \\
FCD_2(t) &= 1 - C_d(t) / d_m & C_d(t) < d_m, & C_d(t) + T(t) \geq d_m \\
FCD_2(t) &= 0 & C_d(t) &\geq d_m
\end{aligned} \tag{6.7.12}$$

Donde:

d_m = Profundidad de la capa de mezclado de suelo (0.15 m)

$C_d(t)$ = Profundidad de la cubierta en el tiempo t (m)

$T(t)$ = Espesor de la zona contaminada en el tiempo t (m)

FI₂= **Incorporación anual de aire (8400m³/año)** es el valor recomendado por la Comisión Internacional de Protección radiológica (1975)

6.7.7.2.3. Para la Vía de Ingestión

- Vías de planta, carne y leche

$$ETF_{ij,pq}(t) = FA_p \times FCD_{pq}(t) \times \sum DF_{pk} \times FSR_{ij,pqk}(t) \tag{6.7.13}$$

donde:

$ETF_{ij,pq}(t) = ETF_{jp}(t)$, Factor de transporte ambiental para el j-ésimo radionucleido principal y la pq-ésima vía ambiental en el tiempo "t", (g/año).

p = Subíndice de la vía primaria para las vías de planta (p=3), carne (p=4), y leche (p=5).

q = sub índice secundario para la incorporación por la raíz (q=1), deposición foliar (q=2), irrigación por zanjas (q=3), irrigación

elevada ($q=4$), agua de ganado ($q=5$), e incorporación de suelo por el ganado ($q=6$).

i, j = Subíndice de una variable cuya cantidad es asignada al radionucleido j como un resultado del decaimiento radiactivo del radionucleido i , el cual existe en la zona contaminada desde el inicio ($t=0$).

FA_p = Factor de área para la p -ésima vía principal (adimensional)

$FCD_{pq}(t)$ = Factor de cubierta y profundidad para la pq -ésima vía de ingestión en el tiempo t (adimensional)

k = Subíndice de la clase de alimento.

DF_{pk} = Factor dietético = consumo anual de la k -ésima clase de alimento para la p -ésima vía alimenticia (g/año).

$FSR_{ij, pqk}(t)$ = relación de concentración alimento/suelo en el tiempo t para el j -ésimo radionucleido principal, la pq -ésima vía de ingestión y la k -ésima clase de alimento en el tiempo t (adimensional)

FA_p = Factores de área:

Vías: Plantas, FA_3 ; carne, FA_4 ; y leche, FA_5

Son usados para contar con la fracción de consumo que es obtenida desde el lugar contaminado.

Si el valor de entrada de la fracción de contaminación es -1 , entonces los factores de área serán calculados por la siguiente ecuación:

$$\begin{aligned}
 FA_3 &= A/2000, & 0 \leq A \leq 1000m^2 \\
 FA_3 &= 0.5, & A > 1000m^2 \\
 FA_4 = FA_5 &= A/20000 & 0 \leq A \leq 20000m^2 \\
 FA_4 = FA_5 &= 1 & A > 20000m^2
 \end{aligned} \tag{6.7.14}$$

De otra forma, el valor de entrada será asignado al factor de área.

FCD_{pq} = Factores de cubierta y profundidad.

$$q = 1$$

Factor de cubierta y profundidad para incorporación por la raíz

$$\begin{array}{ll}
 FCD_{p1}(t) = 0 & d_r = 0 \text{ o } C_d(t) \geq d_r \\
 FCD_{p1}(t) = 1 & C_d(t) = 0, T(t) \geq d_r \\
 FCD_{p1}(t) = T(t)/d_r & C_d(t) + T(t) < d_r \\
 FCD_{p1}(t) = 1 - C_d(t)/d_r & C_d(t) < d_r, C_d(t) + T(t) \geq d_r
 \end{array} \tag{6.7.15}$$

donde:

d_r = profundidad máxima de la raíz (0.9 m)

$$q = 2, 6$$

Son iguales al factor de profundidad y cubierta $FCD_2(t)$ para la vía de inhalación

$$q = 3, 4 \text{ y } 5$$

$$FCD_{p3}(t) = FCD_{p4}(t) = FCD_{p5}(t) = 1$$

DF= Factores Dietéticos

Sus valores se encuentran registrados en la tabla F.D.2

FSR =Relación de concentración alimento suelo = C/S

Cuando:

$$q=1, 2, 6$$

Es la relación de concentración del j-ésimo radionucleido principal para el pq-ésimo vía de ingestión y la k-ésima clase de alimento.

q=3, 4, 5

Es la relación de la concentración del alimento del radionucleido j en el tiempo t con la concentración del suelo del radionucleido i en el tiempo cero, para la pq-ésima vía de ingestión y la k-ésima clase de alimento.

- Vías de alimentos acuáticos

El factor de transporte ambiental para la vía de alimentos acuáticos (p=6), puede ser representado como sigue:

$$ETF_{ij,6}(t) = FR_6 \times \left[\sum_k DF_{6k} \times FWR_{j6k} \right] \times WSR_{ij,2}(t) \quad (6.7.16)$$

donde:

La sumatoria es sobre las clases de alimentos acuáticos (ver tabla F.D.2)

$ETF_{ij,6}(t)$ = Factor de transporte ambiental para la vía de alimentos acuáticos (pescado, crustáceo y moluscos) (g/año)

DF_{6k} = Factores dietéticos para consumo anual de pescado (k=1) y crustáceos y moluscos (k=2) (Kg/año).

FR_6 = Fracción del alimento acuático consumido que está contaminado(0.5, adimensional).

FWR_{j6k} = Relaciones de concentración de pescado/agua (k=1) y crustáceos-moluscos/agua (k=2)

$WSR_{ij,2}(t)$ = Relación de concentración de agua superficial del radionucleido j en el tiempo t con la relación de concentración del suelo del radionucleido i en el tiempo 0 (g/l)

- Vías de ingestión de agua de bebida

La fórmula para los factores de transporte ambiental para la vía de agua de bebida es:

$$ETF_{ij,7}(t) = DF_7 \times FDW [WSR_{ij,1}(t) \times FD1 + WSR_{ij,2}(t) \times (1-FD1)] \quad (6.7.17)$$

Donde:

$ETF_{ij,7}(t)$ = Factores de transporte ambiental para la vía del agua de bebida (g/año)

DF_7 = Incorporación anual del agua de bebida (510 l/año)

FDW = Fracción de agua de bebida del emplazamiento (1.0, adimensional)

$WSR_{ij,1}(t)$ = Relación de concentración de agua de pozo del radionucleido j en el tiempo t con la concentración inicial del suelo del radionucleido i (g/l)

$WSR_{ij,2}(t)$ = relación de la concentración de agua superficial del radionucleido j en el tiempo t con la concentración inicial del suelo del radionucleido i (g/l)

$FD1$ = Fracción de agua de pozo usada para bebida (del balance de agua superficial; 1.0, adimensional).

6.7.7.2.4. Para la Vía Ingestión de suelo

El factor de transporte ambiental (ETF) para la ingestión de suelo es la relación de la incorporación anual $E_{j8}(t)$ del j-ésimo radionucleido principal por ingestión de suelos con la concentración $S_j(t)$ del radionucleido en el suelo, esto es,

$$ETF_{j8}(t) = E_{j8}(t)/S_j(t) \quad (6.7.18)$$

Puede ser calculado por medio de la siguiente ecuación:

$$ETF_{jg}(t) = FSI \times FA_g \times FCD_g(t) \times FO_g \quad (6.7.19)$$

donde:

$ETF_{jg}(t)$ = Factor de transporte ambiental en el tiempo t para la ingestión de suelo por el j-ésimo radionucleido principal (g/año).

FSI = Incorporación anual de suelo (36.5 g/año), está basado en una velocidad de incorporación de área de 100 mg, 365 días/año.

FA_g = Factor de área (adimensional), representa la fracción del área de trabajo que puede ser contaminada. Se asume que:

$$\begin{aligned} FA_g &= A/1000 & 0 < A < 1000 \text{ m}^2 \\ FA_g &= 1 & A > 1000 \text{ m}^2 \end{aligned} \quad (6.7.20)$$

donde :

A= área de la zona contaminada

1000 m² = Es el área de trabajo asumida

$FCD_g(t)$ = Factor de cubierta y profundidad (adimensional), es el mismo que para la vía de inhalación y representa la fracción de partículas de suelo en el terreno en la superficie del terreno que están contaminadas.

FO_g = Factor de ocupación (adimensional).

Como con la vía de inhalación es usado un factor de ocupación por defecto de 0.45, basado en la asunción similar al de la vía de inhalación.

6.7.8. COEFICIENTES DE DISTRIBUCIÓN

El coeficiente de distribución, K_d , es un coeficiente de partición bajo condiciones de equilibrio que asume una relación lineal entre la concentración de un soluto en el sólido (S) y las fases líquidas (C); esto es:

$$S = K_d \times C \quad (6.7.21)$$

Este modelo asume implícitamente que la disolución de radionucleidos no está limitada por el límite de solubilidad.

El valor del K_d para radionucleidos diferentes es un tanto variable, dependiendo fuertemente del tipo de suelo, el pH y el Eh del suelo, y la presencia de otros iones. Así, la incertidumbre considerable puede ser causada al usar valores por defecto para el coeficiente de distribución, especialmente cuando las vías dependientes del agua son los factores dominantes en las relaciones de concentración dosis/fuente. Por lo tanto, los valores específicos del emplazamiento deberían ser siempre utilizados cada vez que ellos estén disponible.

Adicionalmente al ingreso directo de los valores de K_d desde la pantalla, el RESRAD proporciona cuatro métodos opcionales para derivar el coeficiente de distribución. El Primer método requiere el ingreso de un valor mayor que cero para el tiempo transcurrido a partir de la colocación del material (TI) y proporcionar la concentración del radionucleido en el agua subterránea, que es medida al mismo tiempo que la concentración del radionucleido en el suelo. El segundo método usa el límite de solubilidad ingresado para derivar un K_d efectivo. El tercer método usa la velocidad de lixiviación diferente de cero ingresada (por defecto es 0) para derivar el K_d . El último método está basado en la correlación entre la relación de concentración planta/suelo y el coeficiente de distribución agua/suelo, el cual puede ser invocado al colocar el valor de K_d como -1 en la pantalla de entrada. Sólo uno de los cuatro métodos puede ser usado en cada ejecución del RESRAD. Si más de uno de los requerimientos es satisfecho, el

RESRAD siempre elegirá de acuerdo al siguiente orden — primero el método de concentración de agua subterránea, segundo el método de límite de solubilidad, tercero el método de velocidad de lixiviación, y finalmente el método de relación de concentración planta/suelo.

6.7.8.1. MÉTODO DE CONCENTRACIÓN DE AGUA SUBTERRÁNEA

El método de concentración de agua subterránea requiere el ingreso de dos parámetros — el tiempo transcurrido a partir de la colocación del material (TI) y la concentración en el agua subterránea (W_i) del radionucleido i . Los valores para ambos parámetros deberían ser mayores que cero. La concentración del radionucleido en el agua subterránea es medida en un pozo sobre el emplazamiento al mismo tiempo que es medida la concentración del radionucleido en el suelo.

6.7.8.2. MÉTODO DE LÍMITE DE SOLUBILIDAD

El modelo de lixiviación presente en el código RESRAD requiere la entrada de un coeficiente de distribución empírico, K_d , que representa la relación de la concentración del soluto en el suelo con aquella en solución bajo condiciones de equilibrio. Los parámetros que afectan la medición del coeficiente de distribución son las características físicas y químicas del suelo y las especies químicas presentes en la solución de contacto. Para suelos contaminados con radionucleidos, los radionucleidos pueden ser asociados con materia particular en varias formas químicas, dando como resultado diferencias en la lixiviación y solubilidad. Cuando entran en contacto con las especies químicas en solución, estos radionucleidos pueden ser desorbidos dentro de la fase de solución, posiblemente por disolución o complejación.

6.7.8.3. MÉTODO DE VELOCIDAD DE LIXIVIACIÓN

Cuando es ingresada una velocidad de lixiviación diferente de cero para el radionucleido j , el RESRAD calculará el coeficiente de distribución sobre la base de este valor. La siguiente ecuación es usada primero para derivar el factor de retardo para la zona contaminada:

$$I_j = \frac{I}{\theta^{(cz)} T_0 R_{dj}^{(cz)}} \quad (6.7.22)$$

donde:

I = velocidad de infiltración en (m/año)

$\theta_{(cz)}$ = Contenido volumétrico de agua de la zona contaminada

T_0 = espesor inicial de la zona contaminada (m)

$R_{dj}^{(cz)}$ = Factor de retardo en la zona contaminada para el radionucleido j

La velocidad de infiltración está dada por:

$$I = (1 - C_e) [(1 - C_r) P_r + I_{rr}] \quad (6.7.23)$$

donde:

C_e = Coeficiente de evapotranspiración (0.5, adimensional)

C_r = Coeficiente de escorrentía (0.2, adimensional)

P_r = Velocidad de precipitación (lluvia anual, 1.0 m/año)

I_{rr} = Velocidad de irrigación (0.2 m/año)

Entonces la siguiente ecuación es usada para obtener K_d , el coeficiente de distribución de la zona contaminada:

$$R_{dj} = 1 + \frac{\rho_b K_{dj}}{\theta} = 1 + \frac{\rho_b K_{dj}}{p_t R_s} \quad (6.7.24)$$

ρ_b = Densidad volumétrica del suelo (g/cc)

K_{dj} = Coeficiente de distribución para el j-ésimo radionucleido principal (cc/g)

θ = Contenido volumétrico de agua (adimensional)

6.7.8.4. MÉTODO DE RELACIÓN DE CONCENTRACIÓN PLANTA/SUELO

De acuerdo a Baes et al. (1984) y Sheppard y Sheppard (1989), existe una fuerte correlación entre la relación de concentración planta/suelo (CR) y el coeficiente de distribución de la zona contaminada Kd. Sheppard y Thibault (1990) propusieron la siguiente ecuación de correlación:

$$\ln Kd = a + b (\ln CR) \quad (6.7.25)$$

donde: a, y b son constantes.

De los datos experimentales, se ha encontrado el valor de -0.5 para el coeficiente b. El valor de a depende del tipo de suelo.

6.8. ESTIMACIÓN PRELIMINAR DEL IMPACTO SOBRE LA SALUD HUMANA DE LA DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS RADIATIVOS EN RACSO

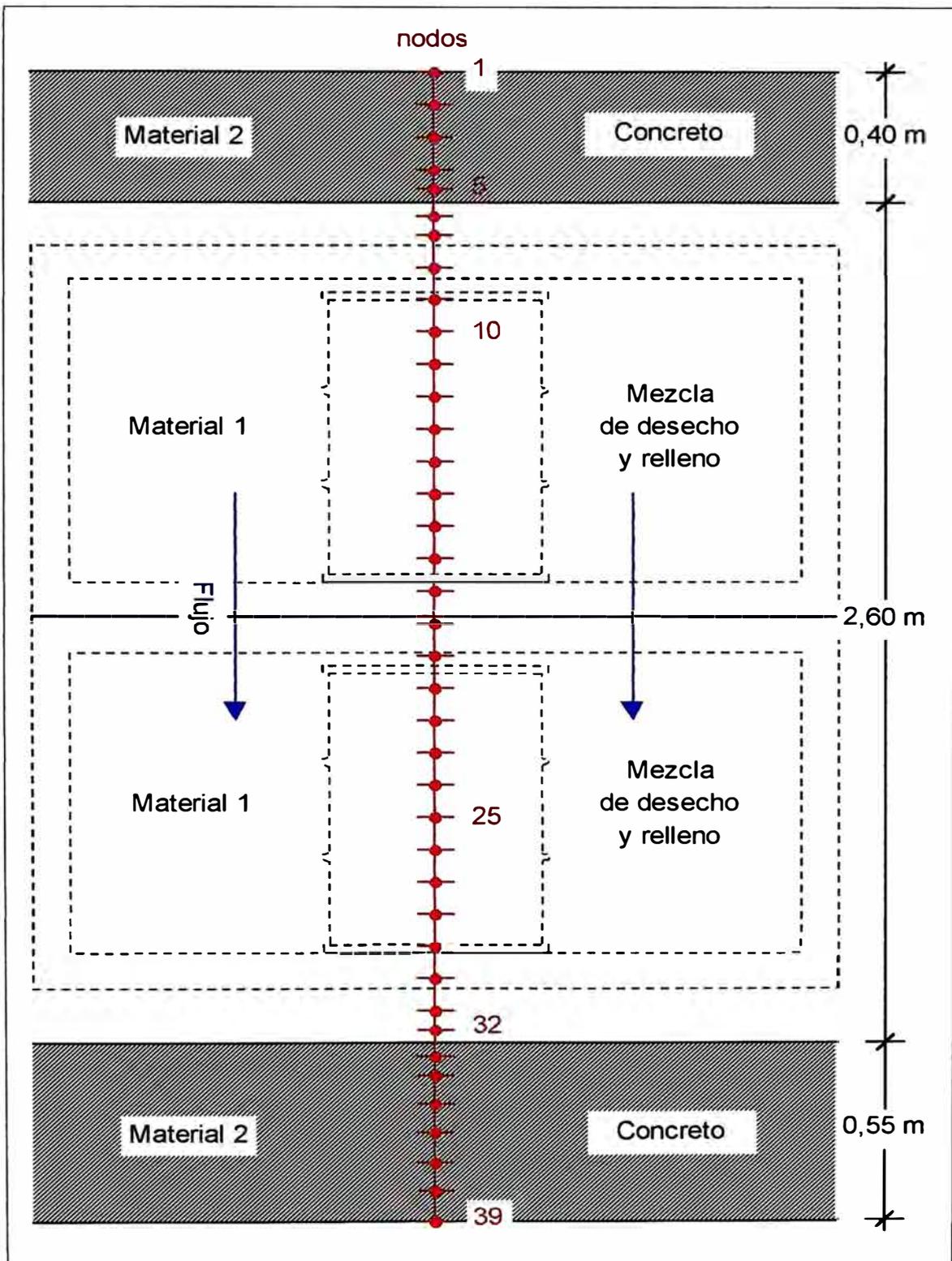
6.8.1. MODELO MATEMÁTICO

En el modelo conceptual se considera un intervalo de tiempo de 300 años y durante este período ocurrirá la infiltración de agua, siendo el agua el medio de transporte de los contaminantes.

El dominio de interés toma en cuenta dos materiales: la bóveda de concreto, y la mezcla de desecho y relleno (para la simulación se pueden considerar hasta diez tipos diferentes de material). La instalación de ingeniería está modelada por una red vertical de 39 puntos nodales (véase el esquema N° 6.4) con algunos de ellos especificados como puntos nodales fuentes distribuidos homogéneamente dentro de la bóveda de concreto. El área de la instalación de disposición es de 200.2 m².

El modelamiento de la instalación de disposición es esencialmente un problema de flujo vertical no saturado después que se ha alcanzado un estado estacionario. Así, se ha postulado que el ingreso de agua a través de las barreras de ingeniería se lleva a cabo por medio de percolación vertical.

En el modelo matemático, el flujo a través de la instalación está determinado por la velocidad de Darcy y el contenido de humedad. La velocidad de flujo de Darcy a través de la instalación de disposición es estimada al identificar la conductividad de la barrera de ingeniería limitante. El contenido de humedad de cada material es determinado usando las expresiones de Van Genuchten.

Esquema N° 6.4. MODELO DE SIMULACIÓN DEL REPOSITORIO

La conductividad hidráulica insaturada aumenta con el aumento del porcentaje de saturación. Las curvas características que describen la interrelación entre la carga de presión y la saturación del agua pueden ser expresadas por la ecuación desarrollada por Van Genuchten, que es:

$$\theta = \theta_r + \frac{\theta_s - \theta_r}{\left[1 + (\alpha |\Psi|)^\beta\right]^m} \quad (6.8.4)$$

donde θ es el contenido de humedad, θ_r es el contenido de humedad residual, θ_s es el contenido de humedad saturado, Ψ es la carga de presión, y α , β , y $m = 1 - 1/\beta$ son parámetros empíricos.

La conductividad hidráulica de la zona insaturada calculada por la relación de Van Genuchten es expresada como una función de la conductividad saturada y la saturación efectiva, que es:

$$K_s S_e^{1/2} \left[1 - (1 - S_e^{1/m})^m\right]^2 \quad (6.8.5)$$

donde $S_e = (\theta - \theta_r) / (\theta_s - \theta_r)$ es la saturación efectiva.

Usando estas expresiones, se dibujan las curvas que representan la conductividad hidráulica contra el contenido de humedad para cada medio considerado.

Se asume que existe desecho uniforme considerando una clase de forma de desecho y una clase de recipiente de desecho. Los desechos están representados por 18 puntos nodales fuentes distribuidos a lo largo de la red vertical en el interior de la bóveda de concreto.

La hipótesis de considerar desecho uniforme eliminará los factores complicados asociados al modelamiento de diferentes emisiones para diferentes

tipos de desechos. Existen algunos modelos potenciales que pueden ser usados para predecir la emisión del contaminante incluyendo:

- Un modelo de lavado superficial.
- Un modelo de difusión.
- Una emisión uniforme.

Se ha elegido el modelo de lavado superficial como una hipótesis conservadora debido a la asunción de degradación de las barreras de ingeniería.

Las emisiones del contaminante son modeladas tomando en cuenta las siguientes hipótesis:

- El acero de los recipientes no es considerado como una barrera para la emisión.
- El desecho está descubierto y disponible a la emisión instantánea tan pronto como el agua esté en contacto con el desecho.
- La solubilidad no es tomada en cuenta.
- El efecto de repartición no es aplicado ya que está considerado en el modelo de transporte donde el material de desecho y relleno está representado por una mezcla homogénea de propiedades únicas.

El inventario inicial es el estimado para el último año del período de operación del repositorio, año 2030.

El inventario de cada radionucleido está distribuido homogéneamente en los 18 puntos nodales fuentes.

El transporte a través de la instalación es modelado tomando en cuenta los procesos de advección y difusión-dispersión. La migración de los radionucleidos está corregida por la producción y decaimiento radiactivos y la sorción.

6.8.2. CÁLCULOS PREVIOS

6.8.2.1. ESTIMACIÓN DEL CONTENIDO DE HUMEDAD

Mediante la ecuación de Van Genuchten (ecuación 6.8.4), para diferentes valores de la carga de presión, se grafican las curvas características de humedad (curvas de presión contra contenido de humedad) (véanse los gráficos N° 6.4.a, N° 6.4.b, N° 6.4.c, N° 6.4.d). En el desarrollo de la ecuación se toman los datos de la tabla N° 6.15.

Definición de términos:

Contenido de humedad residual: θ_r

Contenido de humedad saturada: θ_s

Parámetros empíricos de Van Genuchten: α, β

$$m = 1 - 1/\beta$$

Tabla N° 6.15

| Parámetro / Material | θ_s | θ_r | β | α (cm^{-1}) |
|----------------------|------------|------------|---------|----------------------------------|
| Desecho y relleno | 0.30 | 0.07 | 1.08 | 0.00603 |
| Suelo | 0.30 | 0.21 | 3.00 | 0.00350 |
| Concreto | 0.40 | 0.08 | 1.08 | 0.00630 |
| Concreto degradado | 0.38 | 0.04 | 2.43 | 0.15500 |

Fuente: NUREG/CR-6114

Gráfico N° 6.4.a

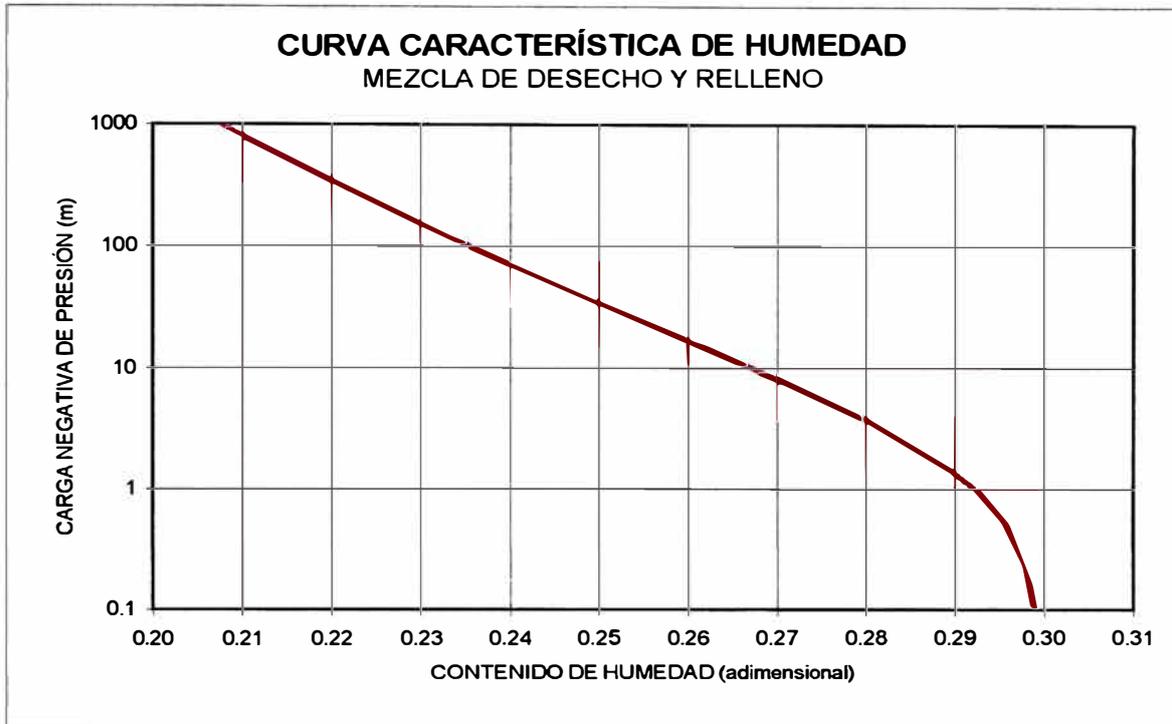


Gráfico N° 6.4.b

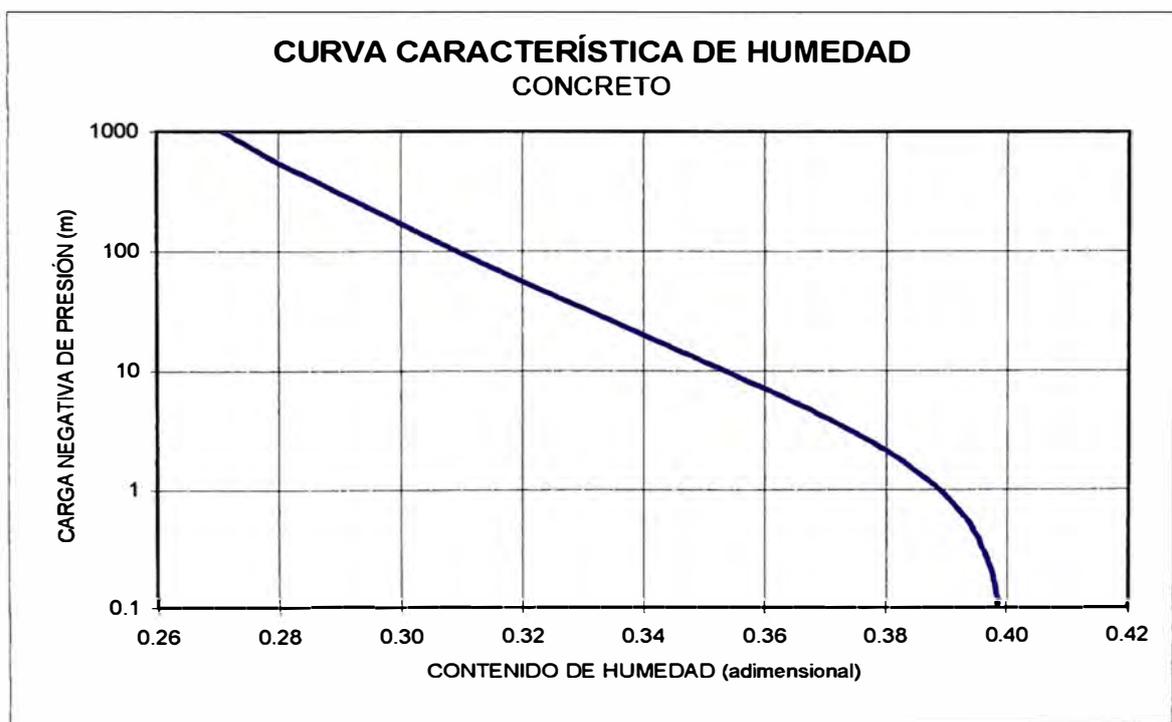


Gráfico N° 6.4.c

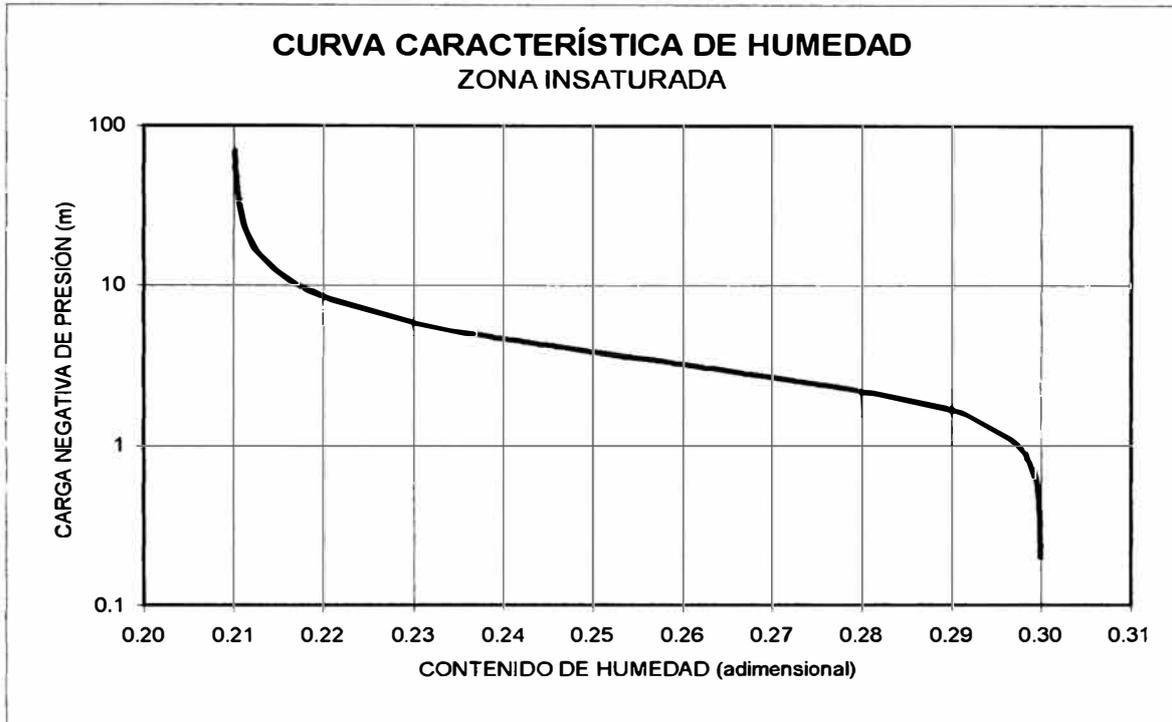
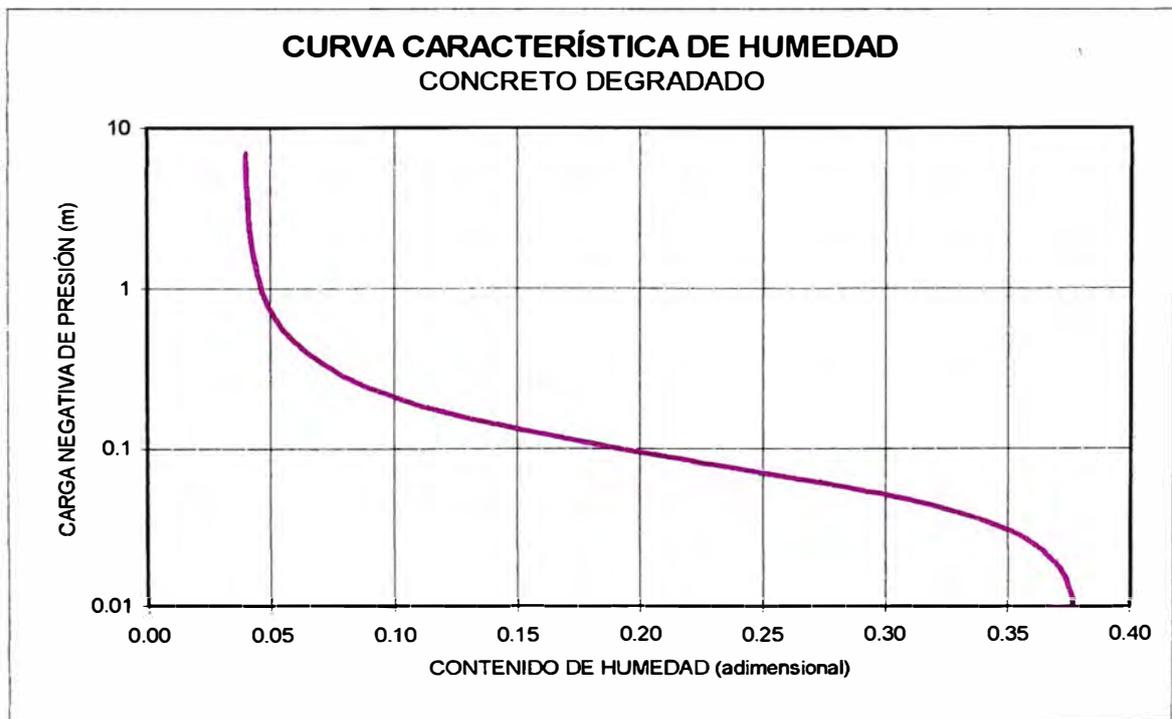


Gráfico N° 6.4.d



Saturación efectiva: S_e (adimensional)

En los análisis de seguridad, los expertos recomiendan considerar del 60% al 80% de saturación efectiva como una buena aproximación para estimar el contenido de humedad, y en forma conservadora recomiendan también considerar un valor del contenido de humedad lo más cercano a la saturación. Por lo tanto, se estima un contenido de humedad cercano al 80% de saturación efectiva.

$$S_e = (\theta - \theta_r) / (\theta_s - \theta_r) \rightarrow 0.8$$

Entonces se obtiene:

Tabla N° 6.16

| Material | θ | S_e |
|--------------------|----------|-------|
| Desecho y relleno | 0.25 | 0.78 |
| Suelo | 0.28 | 0.78 |
| Concreto | 0.33 | 0.78 |
| Concreto degradado | 0.31 | 0.79 |

6.8.2.2. CÁLCULO DE LA CONDUCTIVIDAD HIDRÁULICA

CONDUCTIVIDAD HIDRÁULICA SATURADA

Se tiene que el coeficiente de permeabilidad o conductividad hidráulica saturada, K_{sat} , es:

$$K_{sat} = k \cdot \rho \cdot g / \mu \quad (6.8.6)$$

donde:

- k = permeabilidad geométrica o intrínseca del material
- ρ = densidad del fluido
- μ = viscosidad del fluido

$g =$ aceleración de la gravedad

Normalmente se expresa k en cm^2 o en darcys.

La equivalencia es $1 \text{ darcy} = 0.987 \times 10^{-8} \text{ cm}^2$.

K_{sat} se expresa en cm/s , m/s o en la unidad llamada meizner, en EE.UU., o sea, en galones/día/pie^2 .

Hay que tener en cuenta que K_{sat} depende de la temperatura del fluido, pues depende de la viscosidad. Entre 10°C y 40°C esta dependencia está dada, con suficiente aproximación, por $K(\theta^\circ\text{C}) = K(20^\circ\text{C}) (\theta + 20) / 40$.

Las equivalencias entre los valores de K y k en diversas unidades, figuran a continuación.

$$1 \text{ darcy} = 9.87 \times 10^{-9} \text{ cm}^2 = 1.062 \times 10^{-11} \text{ pies}^2$$

$$10^{-10} \text{ cm}^2 = 1.012 \times 10^{-2} \text{ darcys}$$

$$1 \text{ meizner} = 0.134 \text{ pies/día} = 4.72 \times 10^{-5} \text{ cm/s}$$

Al hacer los cálculos, se tiene:

$$\text{Si: } \rho_{\text{agua}} = 0.9997 \text{ g/cm}^3$$

$$\mu_{\text{agua}} = 0.0131 \text{ g/cm.s}$$

$$g = 980 \text{ cm/s}^2$$

Tabla N° 6.17

| Material | k (cm^2) | K_{sat} (cm/s) |
|--------------------|-----------------------|------------------------------------|
| Desecho y relleno | 1.3×10^{-8} | 9.7×10^{-4} |
| Suelo | 1.9×10^{-12} | 1.4×10^{-7} |
| Concreto | 1.3×10^{-13} | 9.7×10^{-9} |
| Concreto degradado | 6.7×10^{-8} | 5.0×10^{-3} |

PERMEABILIDAD RELATIVA

La conductividad hidráulica relativa, K_r , definida como la relación de la conductividad hidráulica insaturada a la saturada disminuye con el incremento negativo del potencial de presión. La conductividad hidráulica relativa puede ser determinada experimentalmente o puede ser estimada al integrar numéricamente o analíticamente la curva característica de humedad.

$$K_r = S_e^{1/2} [1 - (1 - S_e^{1/m})^m]^2 \quad (6.8.7)$$

CONDUCTIVIDAD HIDRÁULICA: K (cm/s)

Reemplazando la ecuación (6.8.7) en la relación de Van Genuchten para el cálculo de la conductividad hidráulica (ecuación 6.8.5), se tiene:

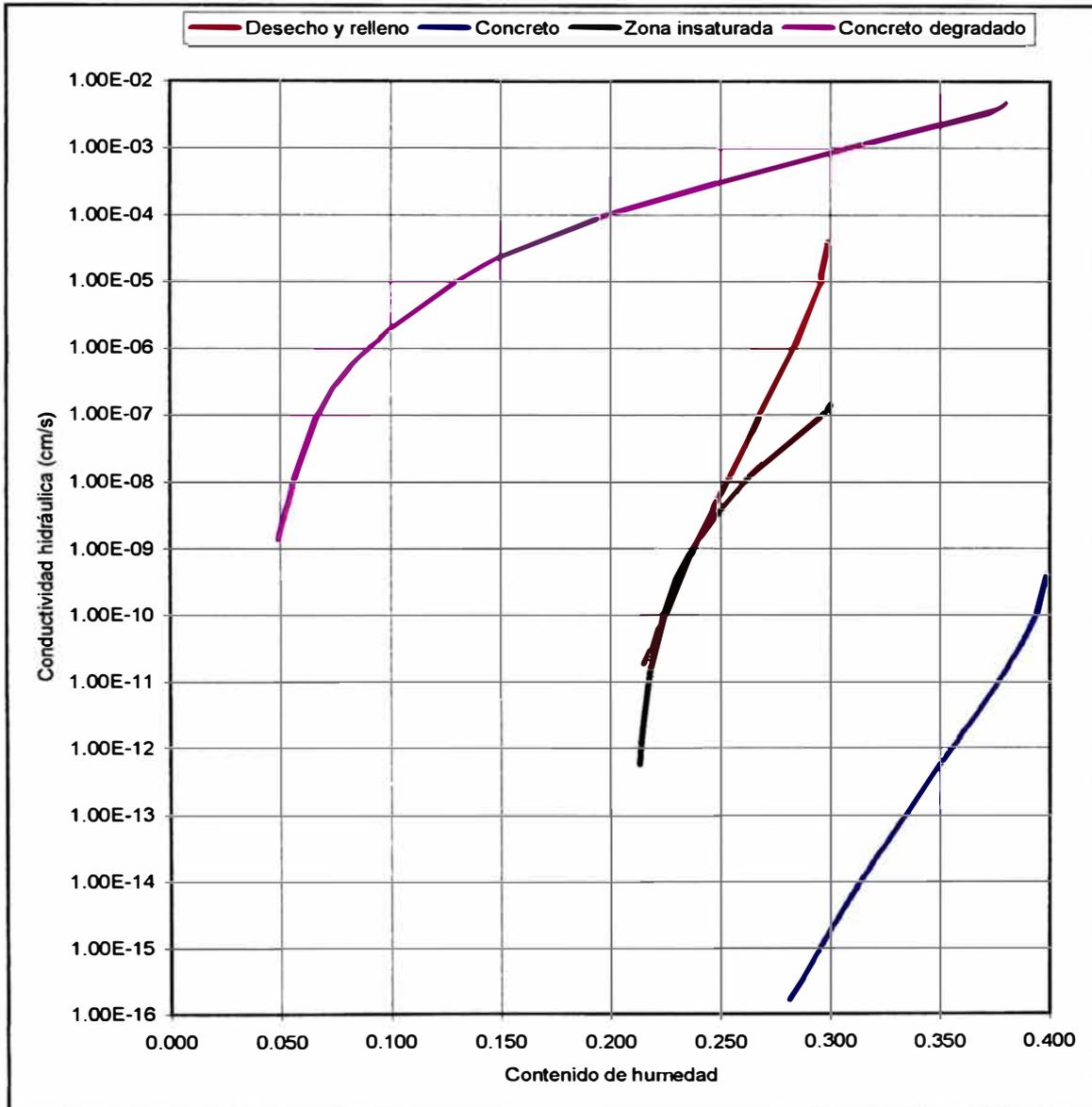
$$K = K_{sat} \cdot K_r \quad (6.8.8)$$

De los valores calculados de S_e y m para cada material, se obtiene:

Tabla N° 6.18

| Material | K_r | K | |
|--------------------|----------------------|-----------------------|----------------------|
| | | (cm/s) | (m/a) |
| Desecho y relleno | 6.7×10^{-6} | 6.5×10^{-9} | 2.1×10^{-3} |
| Suelo | 2.6×10^{-1} | 3.6×10^{-8} | 1.1×10^{-2} |
| Concreto | 6.4×10^{-6} | 6.2×10^{-14} | 2.0×10^{-8} |
| Concreto degradado | 2.1×10^{-1} | 1.0×10^{-3} | 3.3×10^2 |

Luego, utilizando las expresiones de Van Genuchten y para diferentes valores de la carga de presión, se grafican las curvas que representan la conductividad hidráulica contra el contenido de humedad (véase el gráfico N° 6.5).

Gráfico N° 6.5. K contra θ 

6.8.2.3. CÁLCULO DE LA VELOCIDAD DE DARCY

ALTURA O CARGA DE PRESIÓN: Ψ (cm)

Llamada a veces carga negativa de presión capilar.

$$\Psi = \frac{p}{\gamma} \quad (6.8.9)$$

ALTURA DE ELEVACIÓN: z (cm)

La elevación, z , de un punto sobre un plano de referencia, se denomina altura de elevación o cota, positiva por encima del plano y negativa por debajo.

ALTURA O CARGA PIEZOMÉTRICA: h (cm)

La suma de la altura de elevación y la altura de presión es denominada potencial piezométrico, h .

$$h = \frac{p}{\gamma} + z \quad (6.8.10)$$

CARGA HIDRÁULICA: ϕ (cm)

La energía mecánica total o carga hidráulica tiene el valor:

$$\phi = \frac{V^2}{2g} + \frac{p}{\gamma} + z \quad (V = \text{velocidad}) \quad (6.8.11)$$

En los medios porosos suficientemente finos las velocidades son muy pequeñas, el primer término, $V^2/2g$, es despreciable, y por eso se puede identificar ϕ con h ; entonces:

$$\phi = h = \frac{p}{\gamma} + z$$

GRADIENTE HIDRÁULICO: ∇h (adimensional)

Es la pérdida de carga por unidad de longitud.

$$\nabla h = (\Delta h / \Delta L) \quad (6.8.12)$$

Como: $h = \Psi + z$

$$\Rightarrow \nabla h = [(\Delta \Psi + \Delta z) / \Delta L] \quad (6.8.13)$$

Para el componente vertical del flujo, se tiene:

$$\nabla h = \Delta \Psi / \Delta z + 1 \quad (6.8.14)$$

La carga de presión se determina de la ecuación de Van Genuchten (ecuación 6.8.4). Se toma en cuenta que a la profundidad del nivel freático ($z = 0$) la carga de presión es igual a cero.

Luego, se obtiene lo siguiente:

Tabla N° 6.19

| Material | $\Delta \Psi$ (cm) | Δz (cm) | ∇h |
|--------------------|--------------------|---------------------|------------|
| Desecho y relleno | 3.43×10^3 | 5.815×10^3 | 1.59 |
| Suelo | 2.20×10^2 | 5.500×10^3 | 1.04 |
| Concreto | 3.36×10^3 | 5.855×10^3 | 1.57 |
| Concreto degradado | 4.77×10^0 | 5.855×10^3 | 1.00 |

FLUJO VOLUMÉTRICO DE DARCY (Ley de Darcy): q (cm/s)

Teniendo en cuenta que el flujo se dirige en el sentido de la carga decreciente, se puede escribir la ley de Darcy así:

$$q = Q / A = -K \cdot \nabla h \quad (6.8.15)$$

donde:

Q = caudal (cm^3/s)

A = área de sección (cm^2)

K = conductividad hidráulica o coeficiente de Darcy (cm/s)

En esta ecuación, q tiene las dimensiones de una velocidad. Es llamada velocidad de filtración, que no hay que confundir con la velocidad media real de las moléculas del fluido, que es q/ε (ε = porosidad efectiva).

Si una capa del suelo llega a ser saturada, y no existe acumulación de humedad adyacente a la capa, el gradiente de la carga de presión a través de la capa llega a ser cero, y la conductividad llega a ser igual a su valor saturado: $K(\theta) = K_{\text{sat}}$. En este caso, la magnitud del flujo vertical de Darcy a través de la capa es:

$$q = K_{\text{sat}}$$

VELOCIDAD DE DARCY: V_D (cm/s)

Es la velocidad usada en el cálculo del transporte advectivo de los contaminantes disueltos.

$$V_D = q / \varepsilon \quad (\text{zona saturada}) \quad (6.8.16)$$

$$V_D = q / \theta \quad (\text{zona insaturada}) \quad (6.8.17)$$

Reemplazando los valores de K , ∇h y θ , calculados anteriormente, en las ecuaciones (6.8.15) y (6.8.17) se obtiene:

Tabla N° 6.20

| Material | Q (cm/s) | V _D | |
|--------------------|------------------------|------------------------|-----------------------|
| | | (cm/s) | (m/a) |
| Desecho y relleno | 1.04×10^{-8} | 4.15×10^{-8} | 1.31×10^{-2} |
| Suelo | 3.77×10^{-8} | 1.35×10^{-7} | 4.25×10^{-2} |
| Concreto | 9.78×10^{-14} | 2.96×10^{-13} | 9.35×10^{-8} |
| Concreto degradado | 1.05×10^{-3} | 3.39×10^{-3} | 1.07×10^3 |

Luego, la velocidad de Darcy limitante es la que corresponde a la mezcla de desecho y relleno del repositorio.

6.8.2.4. DETERMINACIÓN DE LOS INTERVALOS DE TIEMPO

COEFICIENTE DE DISTRIBUCIÓN: K_d (cm^3/g)

Se toman, de forma conservadora, los coeficientes de distribución más bajos.

COEFICIENTE DE RETARDO: R (adimensional)

De la ecuación (6.5.5), se tiene que: $R = 1 + \rho \cdot K_d / \theta$

Si: $\rho = 1.8 \text{ g/cm}^3$, y $\theta = 0.25$, entonces, se obtiene:

Tabla N° 6.21

| | K _d (cm^3/g) | R |
|--------|---|--------------------|
| C-14 | 2 | 1.55×10^1 |
| Fe-55 | 1000 | 7.27×10^3 |
| Co-60 | 1000 | 7.27×10^3 |
| Sr-90 | 30 | 2.19×10^2 |
| Cs-137 | 100 | 7.28×10^2 |
| Ra-226 | 100 | 7.28×10^2 |
| Am-241 | 50 | 3.65×10^2 |
| Pb-210 | 300 | 2.18×10^3 |
| Po-210 | 100 | 7.28×10^2 |

TAMAÑO DEL NODO:

Sea: $\Delta x = 10 \text{ cm} = 0.1 \text{ m}$

Entonces, la distribución de los nodos es la siguiente:

| <u>Intervalo</u> | <u># de nodo</u> | <u>Coordenada</u> | |
|---|------------------|-------------------|--------------------------------------|
| | n = 1 | 0 cm | |
| $\Delta x = 10 \text{ cm}$ | n = 2 | 10 cm | |
| $\Delta x = 10 \text{ cm}$ | n = 3 | 20 cm | Material 2 (concreto) |
| $\Delta x = 10 \text{ cm}$ | n = 4 | 30 cm | |
| $\Delta x = 6 \text{ cm}$ | n = 5 | 36 cm | |
| $\Delta x = 8 \text{ cm}$ | n = 6 | 44 cm | |
| $\Delta x = 6 \text{ cm}$ | n = 7 | 50 cm | Material 1 (desecho y relleno) |
| $\Delta x = 10 \text{ cm}$ | n = 8 | 60 cm | |
| Cada $\Delta x = 10 \text{ cm}$  | | | Material 1 (desecho y relleno) |
| n = 8 a 30 | | | |
| $\Delta x = 10 \text{ cm}$ | n = 30 | 280 cm | Material 1 (desecho y relleno) |
| $\Delta x = 6 \text{ cm}$ | n = 31 | 290 cm | |
| | n = 32 | 296 cm | |
| $\Delta x = 8 \text{ cm}$ | n = 33 | 304 cm | Material 2 (concreto) |
| $\Delta x = 6 \text{ cm}$ | n = 34 | 310 cm | |
| $\Delta x = 9 \text{ cm}$ | n = 35 | 319 cm | |
| $\Delta x = 9 \text{ cm}$ | n = 36 | 328 cm | |
| $\Delta x = 9 \text{ cm}$ | n = 37 | 337 cm | |
| $\Delta x = 9 \text{ cm}$ | n = 38 | 346 cm | |
| $\Delta x = 9 \text{ cm}$ | n = 39 | 355 cm | |

INTERVALO MÁXIMO DE TIEMPO:

$$\frac{V_D \Delta t}{R \Delta x} \leq 1.0 \quad (6.8.18)$$

$$\Rightarrow \quad \Delta t \leq 3.75 \times 10^9 \text{ s}$$

$$\Delta t \leq 118.8 \text{ a}$$

NÚMERO DE COURANT: Co (adimensional)

Es otro criterio para comparar el tamaño de la red, intervalo de tiempo y advección. El Número de Courant debe ser menor que 1.

$$Co = V_D \cdot \Delta t / \Delta x \quad (6.8.19)$$

$$\text{Si } Co < 1 \quad \Rightarrow \quad \Delta t < \Delta x / V_D$$

$$\Delta t < 2.41 \times 10^8 \text{ s}$$

$$\Delta t < 7.6 \text{ a}$$

$$\text{Por lo tanto, sea:} \quad \Delta t = 5 \text{ a}$$

$$\Rightarrow \quad Co = 0.654$$

NÚMERO DE INTERVALOS DE TIEMPO:

Periodo total de simulación: 300 a

$$\Rightarrow \quad N_{\Delta t} = 60$$

6.8.2.5. CÁLCULO DE LA DISPERSIVIDAD

DISPERSIÓN

El flujo dispersivo es representado como un proceso Fickiano; esto es, es proporcional a un gradiente de concentración:

$$J_{disp} = -D \frac{dC}{dx} \quad (6.8.20)$$

donde D es el coeficiente de dispersión:

$$D = \alpha \cdot V_D \quad (6.8.21)$$

y donde α es conocida como la dispersividad.

De la ecuación (6.5.6), se tiene que el coeficiente de dispersión numérico, D_n (cm^2/s), es:

$$D_n = \frac{V_D \Delta x}{2} (1 + Co)$$

donde V_d es la velocidad de Darcy, Δx es el tamaño del nodo de diferencia finita, y Co es el número adimensional de Courant.

Igualando la ecuación (6.6.6) con la ecuación (6.8.21) se obtiene que:

$$\alpha = \frac{\Delta x}{2} (1 + Co) \quad (6.8.22)$$

$$\Rightarrow \quad \alpha = 1.73 \text{ cm}$$

6.8.2.6. CÁLCULO DEL PARÁMETRO b:

RELACIÓN DE SATURACIÓN:

La relación de saturación, R_s , está definida como la relación del contenido de humedad sobre el contenido de humedad saturada, esto es:

$$R_s = \theta / \theta_s \quad (6.8.23)$$

Cuando el medio es saturado, R_s es igual a la unidad. Bajo condiciones de infiltración insaturada, la relación de saturación es una función de la velocidad de infiltración, la conductividad hidráulica saturada, y la textura del suelo. La relación de saturación puede ser estimada al usar la siguiente ecuación:

$$R_s = \left(\frac{I}{K_{sat}} \right)^{\frac{1}{2b+3}} \quad (6.8.24)$$

donde:

I = Velocidad de infiltración (m/año)

K_{sat} = Conductividad hidráulica saturada (m/año)

b = Parámetro exponencial específico del suelo (adimensional)

Para la mezcla de desecho y relleno dentro del repositorio y la zona insaturada, se obtiene entonces:

$$\text{Si: } I = 1.31 \times 10^{-2} \text{ m/año}$$

Tabla N° 6.22

| Material | K_{sat} (m/a) | R_s | b |
|-------------------|-----------------------|-------|----|
| Desecho y relleno | 3.07×10^{-2} | 0.83 | 15 |
| Suelo | 4.48×10^{-2} | 0.93 | 7 |

6.8.2.7. CÁLCULO DEL COEFICIENTE DE ESCORRENTÍA

ESCORRENTÍA

El agua de las precipitaciones que escapa a la infiltración profunda y a la evapotranspiración escurre superficialmente. Esta fase del ciclo del agua es la “escorrentía”, que es un parámetro expresado en unidad de volumen o en milímetros de altura de agua.

Se llama coeficiente de escorrentía a la relación numérica entre el volumen de escorrentía y el volumen de precipitación atmosférica.

EVAPOTRANSPIRACIÓN

La evapotranspiración o consumo anual de agua, es la evaporación desde la superficie de agua, suelo, nieve, vegetación y otras superficies, más la transpiración (evaporación que se realiza a través de las plantas).

El coeficiente de evapotranspiración, C_e (adimensional), es aquel que está relacionado a la velocidad de evapotranspiración según la fórmula:

$$C_e = E_t / [(1-C_r) P_r + I_{\pi}] \quad (6.8.25)$$

donde:

E_t = Velocidad promedio de evapotranspiración

C_r = Coeficiente de escorrentía (adimensional)

P_r = Velocidad de precipitación (lluvia anual)

I_{rr} = Velocidad de irrigación (m/año)

INFILTRACIÓN

La infiltración es toda el agua que traspasa la superficie del suelo (sin distinguir si va a ir a corrientes profundas o se va a quedar en la zona de superficie). Las aguas de infiltración descienden a través del suelo bajo la acción de la gravedad.

De la ecuación (6.6.23), la velocidad de infiltración está dada por:

$$I = (1 - C_e) [(1 - C_r) P_r + I_{rr}] \quad (6.8.26)$$

Sustituyendo (6.8.25) en (6.8.26), se obtiene:

$$I = E_t (1 - C_e) / C_e \quad (6.8.27)$$

Se sabe que: $I = 1.31 \times 10^{-2}$ m/año

Y de los datos de la estación meteorológica del Centro Nuclear, se tiene:

$$E_t = 0.73 \text{ m/año}$$

$$P_r = 0,072 \text{ m/año}$$

$$I_{rr} = 0,7 \text{ m/año}$$

Entonces, con la ecuación (6.8.27), se encuentra: $C_e = 0.98$

Reemplazando los valores en la ecuación (6.8.25), se tiene:

$$C_r = 0,4$$

6.8.3. TABLAS DE DATOS

Tabla N° 6.23

| Radionucleidos | T (años) | ATM | Inv (Bq) | Inv/r (Bq) |
|----------------|-------------|-------|-----------------------|---------------|
| C-14 | 5730 | 14,0 | 3.20×10^5 | 1.776E+04 |
| Fe-55 | 2,735 | 55,0 | 3.25×10^9 | 1.808E+08 |
| Co-60 | 5,271 | 59,9 | 7.21×10^{15} | 4.004E+14 |
| Sr-90 | 28,15 | 89,9 | 3.29×10^{11} | 1.829E+10 |
| Cs-137 | 30,2 | 137,0 | 1.59×10^{15} | 8.850E+13 |
| Ra-226 | 1600 | 226,1 | 1.62×10^{12} | 9.014E+10 |
| Am-241 | 432,7 | 241,1 | 2.50×10^{13} | 1.389E+12 |

T = Periodo de semidesintegración

ATM = Masa atómica

Inv = Inventario total

Inv/r = Inventario por recipiente para el modelo de simulación
(número de recipientes = 18)

Tabla N° 6.24

| Miembros de la cadena de decaimiento | | T (años) | f |
|---|--------|-------------|---|
| Madre | Hijas | | |
| Ra-226 | Pb-210 | 22,3 | 1 |
| | Po-210 | 0,379 | 1 |

f = Fracción de ramificación o de decaimiento

Tabla N° 6.25. DIMENSIONES

| Dimensiones | (m) | (cm) |
|---|-------|------|
| Altura de la zona contaminada | 3,55 | 355 |
| Longitud paralela al flujo del acuífero | 7,70 | 770 |
| Profundidad de la cubierta | 2,00 | 200 |
| Profundidad de bomba en el pozo | 20,00 | 2000 |
| Espesor del estrato no saturado | 55,00 | 5500 |
| Espesor del recipiente | 0,00 | 0 |
| Radio de la forma de desecho | 0,29 | 29 |

Tabla N° 6.26. ÁREAS

| Áreas | (m ²) | (cm ²) |
|---|-------------------|------------------------|
| Area de la zona contaminada | 202,51 | 2,03 × 10 ⁶ |
| Area de rebalse para un estanque o arroyo cercano | 50000 | 5 × 10 ⁸ |
| Area superficial de la forma de desecho | 0,2642 | 2642 |

Tabla N° 6.27. VOLÚMENES

| Volúmenes | (m ³) | (cm ³) |
|--------------------------------|-------------------|--------------------|
| Volumen de la instalación | 718,9 | 7,19E+08 |
| Volumen de la forma de desecho | 0,4650 | 4,65E+05 |

Tabla N° 6.28. DATOS GEOQUÍMICOS

| Radionucleidos | ρ (g/cm ³) | α_t (cm) | D_e (cm ² /s) | Solubilidad (g/cm ³) |
|----------------|--------------------------------|--------------------|-------------------------------|-------------------------------------|
| C-14 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Fe-55 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Co-60 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Sr-90 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Cs-137 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Ra-226 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Am-241 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Pb-210 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |
| Po-210 | 1,82 | 1,73 | 5,00E-07 | 10 |

ρ = Densidad volumétrica de la mezcla de desecho y relleno

α_t = Dispersividad transversal

D_e = Coeficiente de difusión

Tabla N° 6.29. DATOS GEOQUÍMICOS

| Radionucleidos | Kd (cm ³ /g) | | | |
|----------------|-------------------------|----------|-----------------|---------------|
| | Desecho y relleno | Concreto | Zona Insaturada | Zona Saturada |
| C-14 | 2 | 5000 | 2 | 0 |
| Fe-55 | 1000 | 100 | 1000 | 500 |
| Co-60 | 1000 | 100 | 1000 | 100 |
| Sr-90 | 30 | 3 | 30 | 200 |
| Cs-137 | 100 | 2 | 500 | 300 |
| Ra-226 | 100 | 2 | 70 | 100 |
| Am-241 | 50 | 5 | 50 | 50 |
| Pb-210 | 300 | 2 | 100 | 300 |
| Po-210 | 100 | 1 | 100 | 100 |

Fuente: RESRAD Manual - Table E.3, p. 202; Pupil's book

K_d = Coeficiente de distribución

Los valores típicos de K_d para una variedad de condiciones vienen dados por: Thibault, 1990; Looney, 1987; Baes, 1983.

Tabla N° 6.30. DATOS HIDROLÓGICOS

| | ρ (g/cm ³) | p_t | P_e | K (m/año) | b |
|------------------|--------------------------------|-------|-------|--------------|----|
| Cubierta | 1,60 | 0,30 | - | - | - |
| Concreto | 1,60 | 0,38 | - | - | - |
| Zona contaminada | 1,76 | 0,32 | 0,28 | 0,00206 | 15 |
| Zona insaturada | 1,60 | 0,30 | 0,23 | 0,01144 | 7 |
| Zona saturada | 2,00 | 0,30 | 0,25 | 0,04481 | 7 |

ρ = Densidad

p_t = Porosidad total

p_e = Porosidad efectiva

K = Conductividad hidráulica

b = Parámetro exponencial específico del suelo

El parámetro b de la zona saturada aparece sólo si la velocidad de gota del nivel freático es mayor que cero.

La **porosidad** es un índice escalar que relaciona el volumen de huecos con el volumen total. Este volumen de huecos es el que potencialmente puede ocupar el agua.

$$\text{Porosidad total} = n = \frac{\text{Volumen de huecos}}{\text{Volumen total}} (\%) \quad (6.8.28)$$

$$\text{Porosidad efectiva} \quad \text{ó} \quad \text{Coeficiente de capacidad específica} = \frac{\text{Volumen de agua que se puede extraer de la roca saturada por acción de la gravedad}}{\text{Volumen total}}$$

La porosidad efectiva es, pues, el volumen de agua que puede drenarse, por la sola acción de la gravedad, por unidad de volumen del medio.

**Tabla N° 6.31. VELOCIDAD DE EMISIÓN
PARA LA FORMA DE DESECHO**

| Radionucleidos | FS | FD | Kp (cm ³ /g) | D _e (cm ² /s) | u (a ⁻¹) |
|----------------|-----|-----|----------------------------|--|-------------------------|
| C-14 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Fe-55 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Co-60 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Sr-90 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Cs-137 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Ra-226 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Am-241 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Pb-210 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |
| Po-210 | 0,4 | 0,3 | 0 | 5,00E-07 | 1 |

Sullivan, 1989

FS = Fracción disponible para lavado superficial (0 – 1)

FD = Fracción disponible para difusión (0 – 1)

Kp = Coeficiente de reparto

D = Coeficiente de difusión

u = Velocidad de emisión fraccional (0 – 1 /a)

La posición técnica de la forma de desecho requiere que el coeficiente de difusión sea menor que 10⁻⁶ cm²/s para desechos solidificados.

Tabla N° 6.32. PARÁMETROS DE ZONA CONTAMINADA

| Parámetros de la zona contaminada | Valor | Unidad |
|--|----------|----------|
| Límite de dosis de radiación | 50 | Mrem/año |
| Tiempo transcurrido de la colocación del residuo | 0 | años |
| Velocidad de Darcy | 4,15E-08 | cm/s |
| Contenido de humedad de la mezcla de desecho y relleno | 0,25 | |
| Contenido de humedad del concreto degradado | 0,31 | |

Tabla N° 6.33. DATOS METEOROLÓGICOS

| Datos meteorológicos de la cubierta y la zona contaminada | Valor | Unidad |
|---|-------|------------------|
| Velocidad de erosión de la cubierta | 0,001 | m/año |
| Velocidad de erosión de la zona contaminada | 0,001 | m/año |
| Humedad del aire | 13,8 | g/m ³ |
| Coefficiente de evapotranspiración | 0,98 | |
| Precipitación | 0,072 | m/año |
| Irrigación | 0,7 | m/año |
| Coefficiente de escorrentía | 0,4 | |

Tabla N° 6.34. PARÁMETROS DIETÉTICOS

| Datos de vías de ingestión y parámetros dietéticos | Valor | Unidad |
|--|-------|--------|
| Consumo frutas, vegetales, granos | 132,5 | Kg/año |
| Consumo de vegetales frondosos | 2,20 | Kg/año |
| Consumo de leche | 34,00 | l/año |
| Consumo de carne y aves de corral | 25,90 | Kg/año |
| Consumo de pescado | 29,50 | Kg/año |
| Consumo de otros alimentos marinos | 0,0 | Kg/año |
| Ingestión de suelo | 36,5 | g/año |
| Incorporación de agua potable | 730 | l/año |
| Fración de contaminación | | |
| agua potable | 1 | |
| agua para mantenimiento de la casa | 1 | |
| agua del ganado | 1 | |
| agua de riego | 1 | |
| alimento acuático | 0,5 | |
| alimento vegetal | -1 | |
| Carne | -1 | |
| Leche | -1 | |

Fuente: Encuestas; I.N.E.I.

Tabla N° 6.35. PARÁMETROS NO DIETÉTICOS

| Datos de vías de ingestión y parámetros no dietéticos | Valor | Unidad |
|---|--------|------------------|
| Carne contaminada por alimento del ganado | 68 | Kg/día |
| Leche contaminada por alimento de ganado | 55 | Kg/día |
| Carne contaminada por agua del ganado | 50 | l/día |
| Leche contaminada por agua del ganado | 160 | l/día |
| Contaminación por suelo del ganado | 0,5 | Kg/día |
| Carga másica por deposición foliar | 0,0001 | g/m ³ |
| Profundidad de la capa de mezcla del suelo | 0,15 | m |
| Profundidad de las raíces | 0,9 | m |

6.8.4. CORRIDA DE LOS CÓDIGOS DE CÁLCULO Y RESULTADOS

6.8.4.1. CORRIDA Y RESULTADOS DEL CÓDIGO DUST

Cuando se ha determinado los parámetros necesarios para la simulación, se efectúa el ingreso de esta información, mediante el programa pre-procesador DUSTIN. Una vez que se ha terminado de introducir todos los datos, se realiza la grabación en un archivo, es decir, la creación del marco de entrada.

Luego, se ejecuta el código de cálculo DUST-MS, el cual lee los datos del marco de entrada y realiza la corrida para cada intervalo de tiempo, correspondiente a cada tiempo de simulación en años. Mientras se ejecuta el código DUST-MS, éste va creando los archivos de salida donde se encuentran en forma ordenada todos los resultados de la simulación, los cuales pueden ser visualizados y graficados posteriormente.

Por último, cuando la corrida ha finalizado, se ejecuta el programa graficador GRAFMS.EXE, que presenta en pantalla los gráficos correspondientes a la corrida, según se elijan las opciones y las variables que quieren ser vistas por el usuario. Por ejemplo, se puede visualizar:

- 1) Flujos, velocidad másica acumulada, y velocidad de flujo másico; o
- 2) concentraciones.

En la tabla N° 6.36 se muestran los principales resultados de la corrida del código DUST, para un período de 300 años.

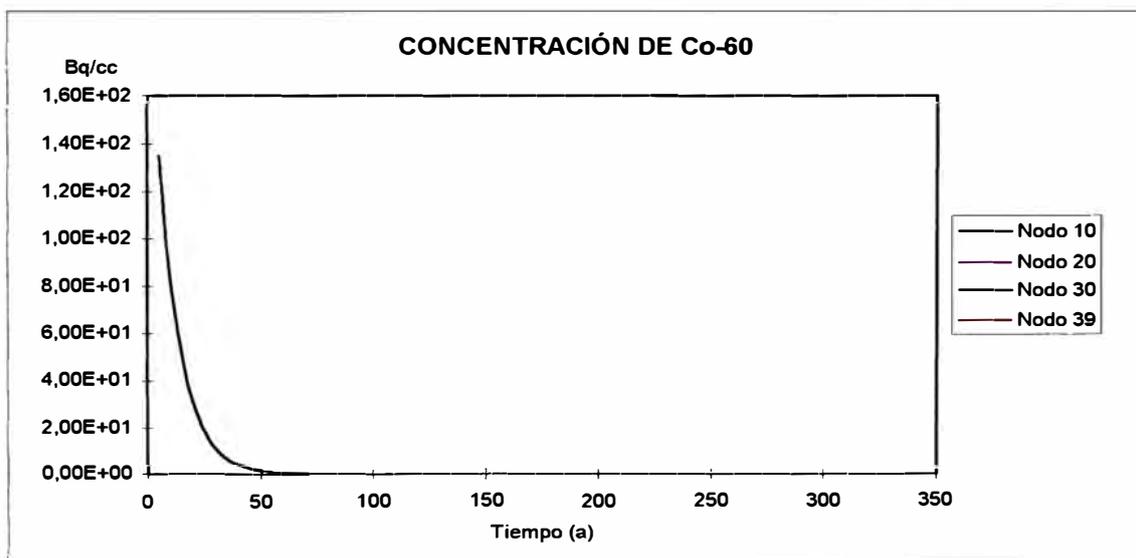
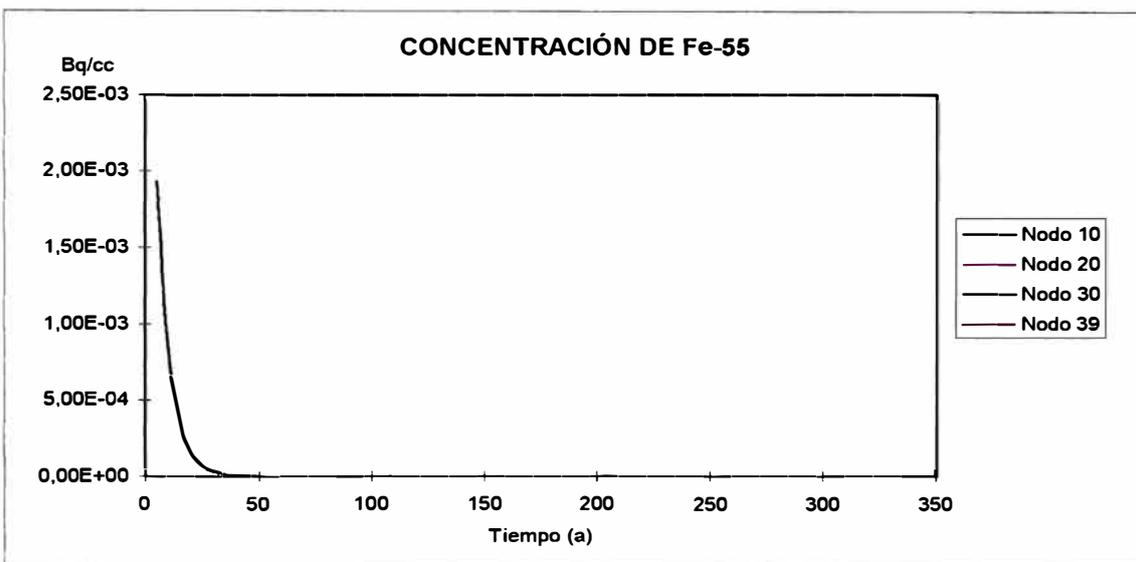
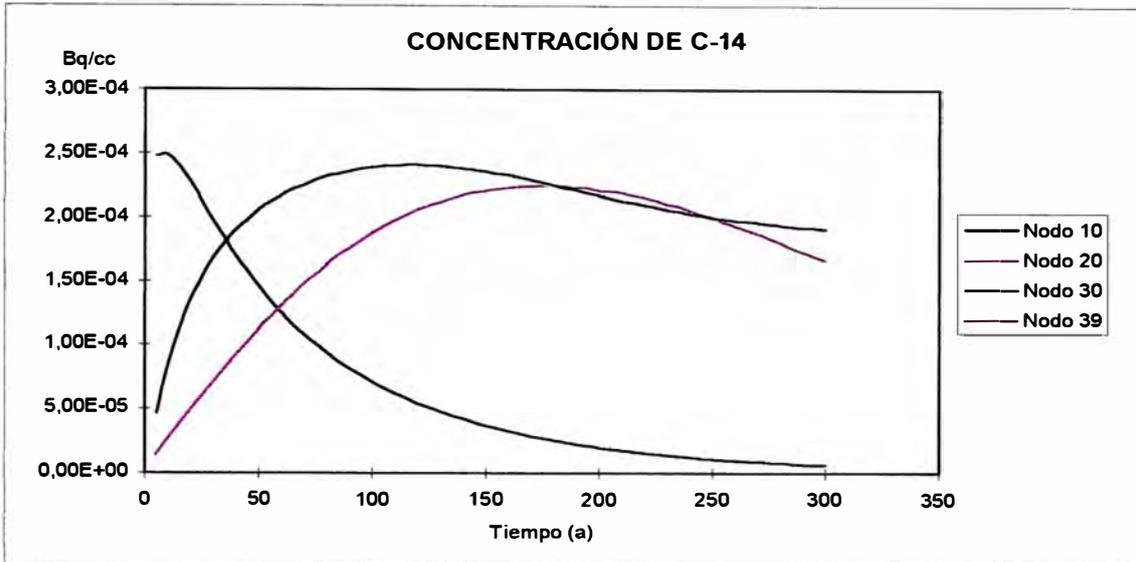
Tabla N° 6.36

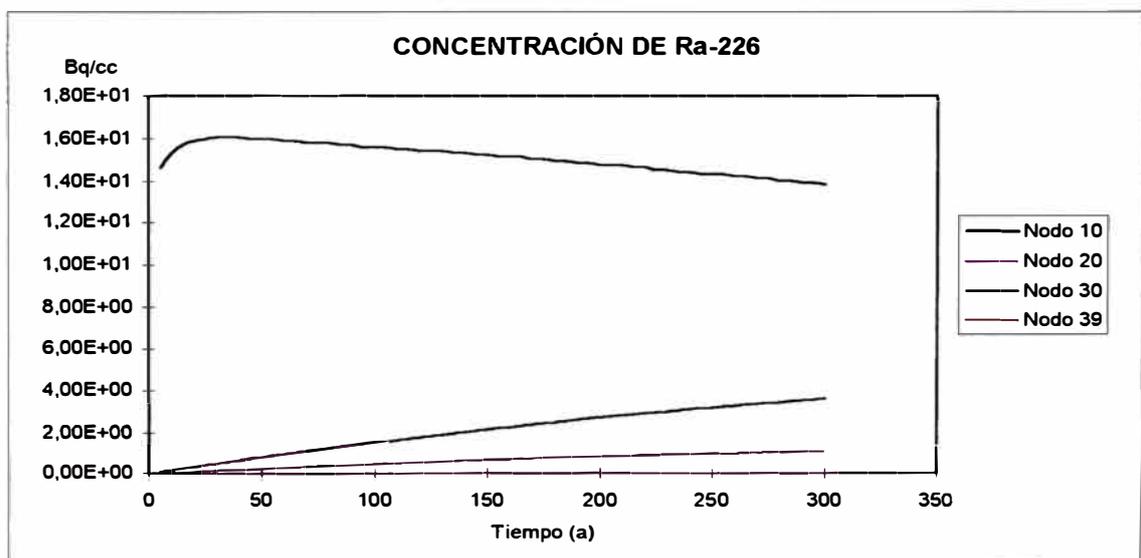
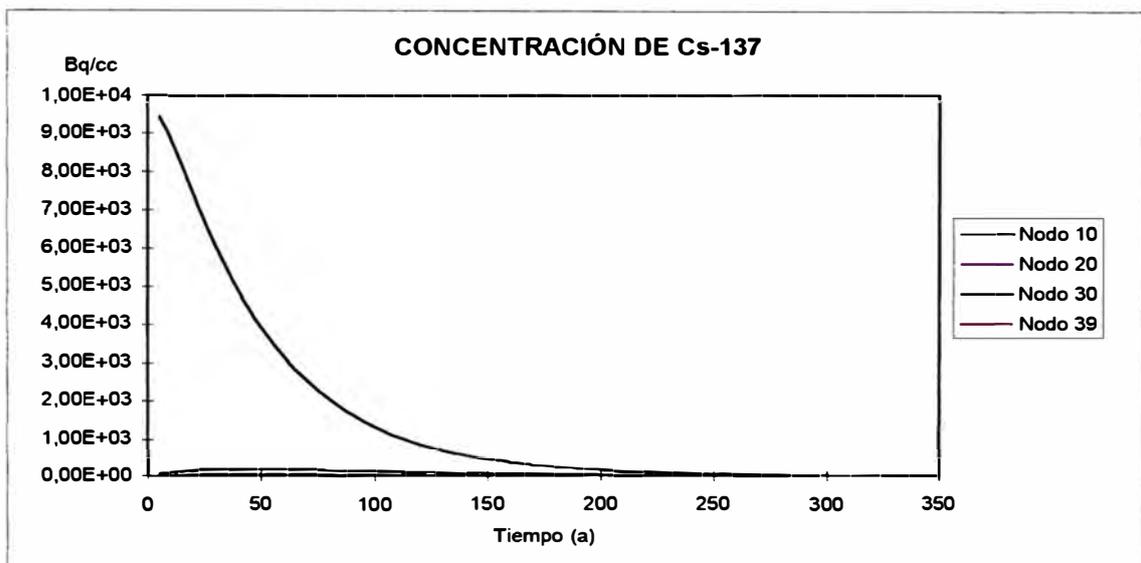
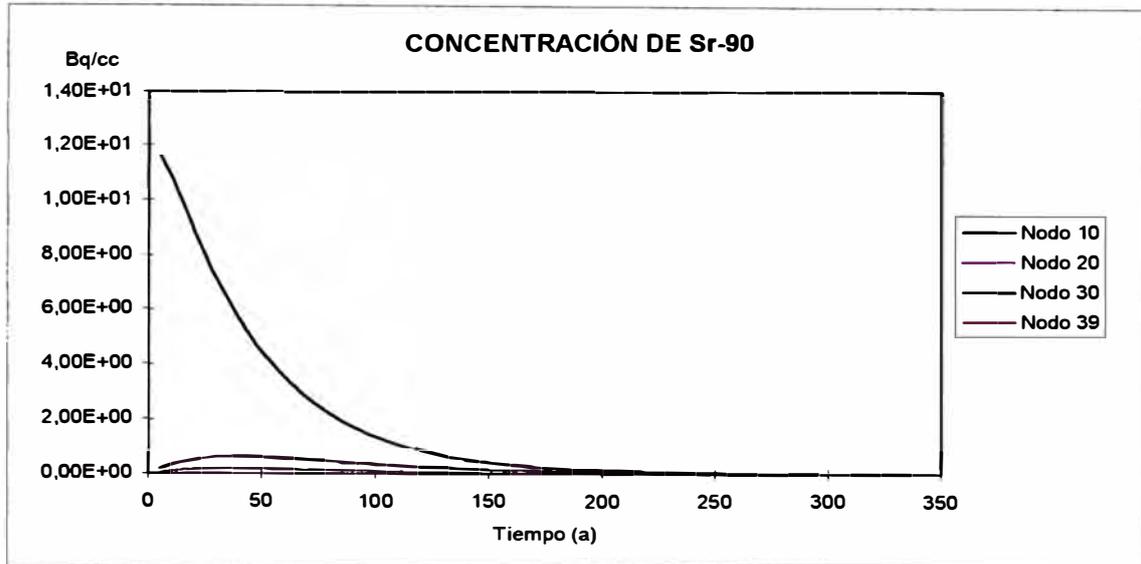
| REPOSITORIO - Corrida 238 - P.G.R.R. - I.P.E.N. | | | | | | |
|---|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| No, Isotopes = 9 | | | | | | |
| Number of points = 39 | | | | | | |
| TIEMPO (años) = 300 | | | | | | |
| Concentration units are in Becquerels per cm ³ | | | | | | |
| Coordenada de puntos nodales | | | | | | |
| 0 | 10 | 20 | 30 | 36 | 44 | 50 |
| 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 |
| 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 |
| 200 | 210 | 220 | 230 | 240 | 250 | 260 |
| 270 | 280 | 290 | 296 | 304 | 310 | 319 |
| 328 | 337 | 346 | 355 | | | |
| Altura de volúmenes de control | | | | | | |
| 5 | 10 | 10 | 8 | 7 | 7 | 8 |
| 10 | 10 | 10 | 10 | 10 | 10 | 10 |
| 10 | 10 | 10 | 10 | 10 | 10 | 10 |
| 10 | 10 | 10 | 10 | 10 | 10 | 10 |
| 10 | 10 | 8 | 7 | 7 | 7,5 | 9 |
| 9 | 9 | 9 | 4,5 | | | |
| Fracción de altura | | | | | | |
| 0,0141 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0225 | 0,0197 | 0,0197 | 0,0225 |
| 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 |
| 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 |
| 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 | 0,0282 |
| 0,0282 | 0,0282 | 0,0225 | 0,0197 | 0,0197 | 0,0211 | 0,0254 |
| 0,0254 | 0,0254 | 0,0254 | 0,0127 | | | |
| Concentración Contaminant is C-14 | | | | | | |
| 1,70E-20 | 1,14E-17 | 1,59E-14 | 1,60E-11 | 4,39E-09 | 1,65E-07 | 4,19E-07 |
| 1,30E-06 | 3,03E-06 | 6,10E-06 | 1,11E-05 | 1,87E-05 | 2,93E-05 | 4,34E-05 |
| 6,08E-05 | 8,10E-05 | 1,03E-04 | 1,26E-04 | 1,47E-04 | 1,67E-04 | 1,82E-04 |
| 1,93E-04 | 2,00E-04 | 2,03E-04 | 2,02E-04 | 2,01E-04 | 1,99E-04 | 1,98E-04 |
| 1,97E-04 | 1,91E-04 | 1,69E-04 | 1,28E-04 | 1,28E-06 | 8,08E-09 | 2,14E-11 |
| 4,34E-14 | 7,22E-17 | 1,03E-19 | 2,87E-22 | | | |
| Promedio ponderado = 8,422E-05 Bq/cm ³ | | | | | | |

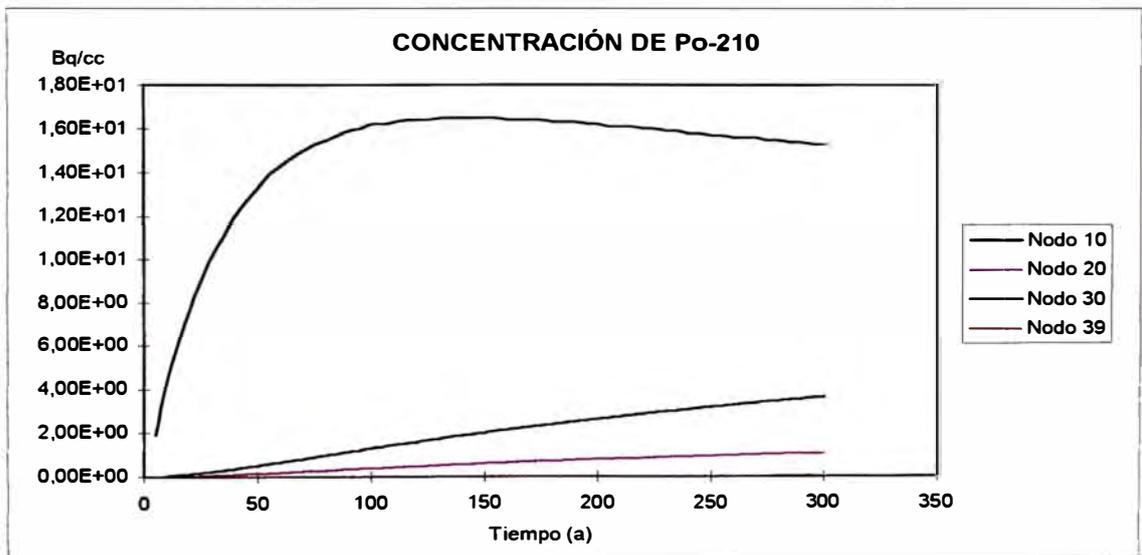
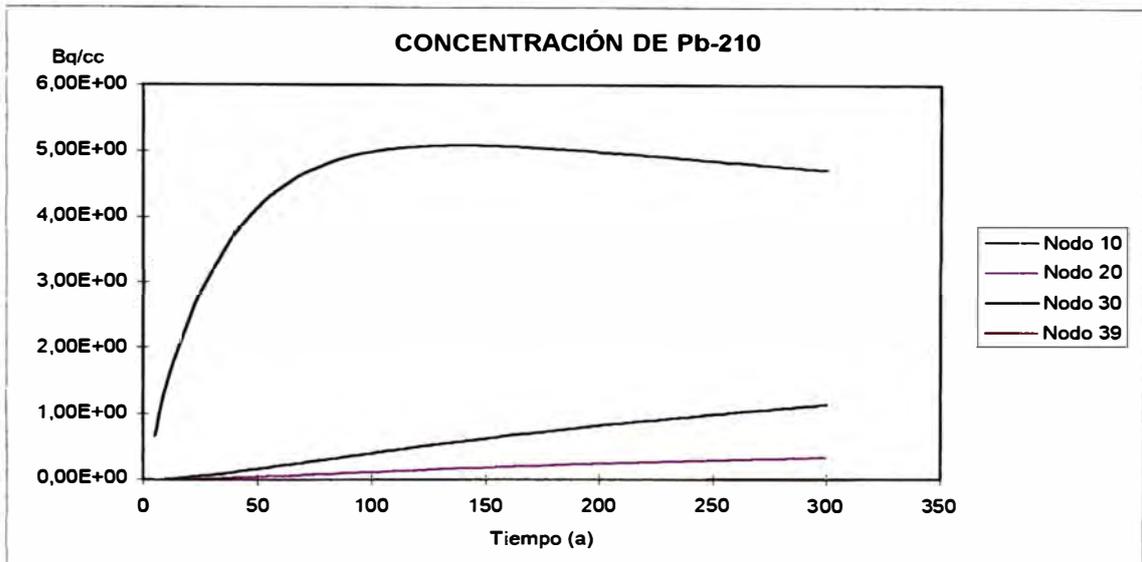
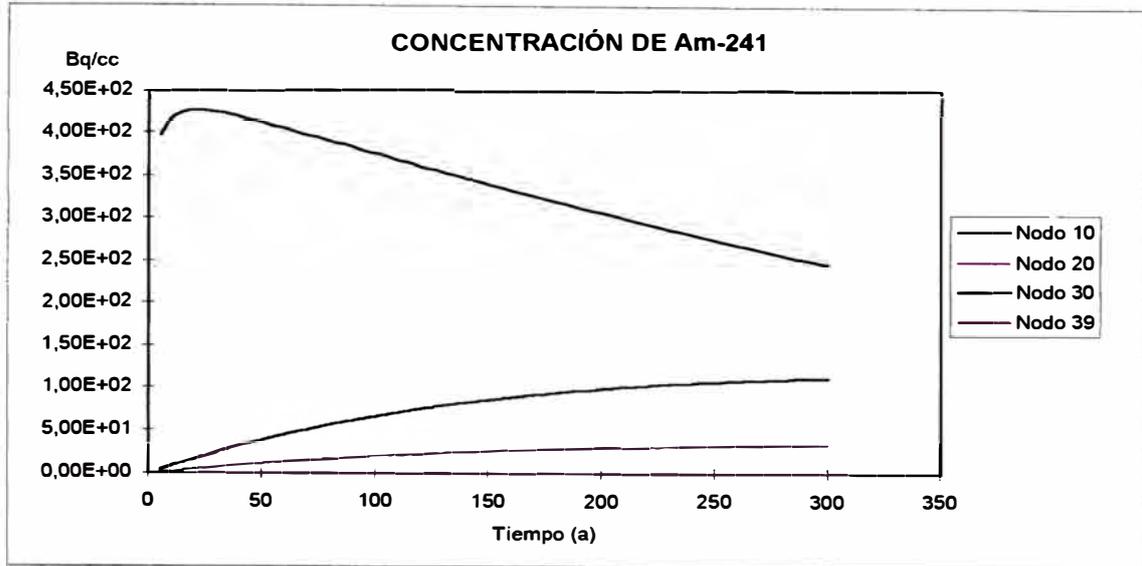
| | | | | | | |
|---------------------------------------|----------|-----------------------|----------|----------|----------|----------|
| Concentración | | Contaminant is FE-55 | | | | |
| 1,13E-40 | 5,58E-39 | 6,14E-37 | 5,85E-35 | 2,32E-33 | 9,72E-32 | 2,63E-29 |
| 9,23E-27 | 2,05E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 |
| 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,07E-24 | 2,88E-26 | 2,26E-28 | 9,23E-27 | 2,05E-24 |
| 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 | 2,08E-24 |
| 2,07E-24 | 2,88E-26 | 2,21E-28 | 2,02E-30 | 1,15E-31 | 7,22E-33 | 2,46E-34 |
| 7,33E-36 | 1,95E-37 | 4,66E-39 | 2,13E-40 | | | |
| Promedio ponderado = 1,055E-24 Bq/cm3 | | | | | | |
| Concentración | | Contaminant is CO-60 | | | | |
| 9,55E-27 | 3,57E-25 | 2,89E-23 | 2,03E-21 | 5,97E-20 | 1,88E-18 | 3,74E-16 |
| 9,61E-14 | 1,56E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 |
| 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,58E-11 | 3,01E-13 | 3,22E-15 | 9,61E-14 | 1,56E-11 |
| 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 | 1,59E-11 |
| 1,58E-11 | 3,01E-13 | 3,15E-15 | 3,91E-17 | 2,98E-18 | 2,50E-19 | 1,16E-20 |
| 4,68E-22 | 1,69E-23 | 5,49E-25 | 3,33E-26 | | | |
| Promedio ponderado = 8,062E-12 Bq/cm3 | | | | | | |
| Concentración | | Contaminant is SR-90 | | | | |
| 5,74E-08 | 3,25E-07 | 1,58E-06 | 6,18E-06 | 1,47E-05 | 4,74E-05 | 2,25E-04 |
| 1,58E-03 | 6,76E-03 | 1,10E-02 | 1,29E-02 | 1,35E-02 | 1,36E-02 | 1,36E-02 |
| 1,36E-02 | 1,34E-02 | 1,21E-02 | 6,89E-03 | 2,86E-03 | 2,33E-03 | 6,93E-03 |
| 1,10E-02 | 1,29E-02 | 1,35E-02 | 1,36E-02 | 1,36E-02 | 1,36E-02 | 1,34E-02 |
| 1,21E-02 | 6,87E-03 | 2,66E-03 | 1,23E-03 | 9,87E-04 | 8,29E-04 | 6,28E-04 |
| 4,63E-04 | 3,27E-04 | 2,05E-04 | 8,28E-05 | | | |
| Promedio ponderado = 6,976E-03 Bq/cm3 | | | | | | |
| Concentración | | Contaminant is CS-137 | | | | |
| 5,94E-06 | 3,32E-05 | 1,56E-04 | 5,88E-04 | 1,37E-03 | 4,34E-03 | 5,99E-02 |
| 1,14E+00 | 1,33E+01 | 1,67E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 |
| 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,61E+01 | 3,92E+00 | 5,86E-01 | 1,19E+00 | 1,33E+01 |
| 1,67E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 | 1,72E+01 |
| 1,61E+01 | 3,92E+00 | 5,58E-01 | 9,59E-02 | 7,94E-02 | 6,86E-02 | 5,47E-02 |
| 4,28E-02 | 3,24E-02 | 2,15E-02 | 8,84E-03 | | | |
| Promedio ponderado = 8,737E+00 Bq/cm3 | | | | | | |
| Concentración | | Contaminant is RA-226 | | | | |
| 7,04E-06 | 3,92E-05 | 1,80E-04 | 6,67E-04 | 1,53E-03 | 4,75E-03 | 5,92E-02 |
| 1,03E+00 | 1,08E+01 | 1,38E+01 | 1,43E+01 | 1,44E+01 | 1,44E+01 | 1,44E+01 |
| 1,44E+01 | 1,43E+01 | 1,34E+01 | 3,56E+00 | 5,88E-01 | 1,08E+00 | 1,08E+01 |
| 1,38E+01 | 1,43E+01 | 1,44E+01 | 1,44E+01 | 1,44E+01 | 1,44E+01 | 1,43E+01 |
| 1,34E+01 | 3,56E+00 | 5,59E-01 | 1,06E-01 | 8,92E-02 | 7,83E-02 | 6,38E-02 |
| 5,12E-02 | 3,96E-02 | 2,68E-02 | 1,11E-02 | | | |
| Promedio ponderado = 7,298E+00 Bq/cm3 | | | | | | |

| Concentración | | Contaminant is AM-241 | | | | |
|---|----------|-----------------------|----------|----------|----------|----------|
| 3,21E-04 | 1,89E-03 | 1,04E-02 | 4,68E-02 | 1,24E-01 | 4,45E-01 | 2,98E+00 |
| 2,87E+01 | 1,67E+02 | 2,47E+02 | 2,72E+02 | 2,77E+02 | 2,78E+02 | 2,78E+02 |
| 2,78E+02 | 2,75E+02 | 2,49E+02 | 1,12E+02 | 3,38E+01 | 3,49E+01 | 1,68E+02 |
| 2,47E+02 | 2,72E+02 | 2,77E+02 | 2,78E+02 | 2,78E+02 | 2,78E+02 | 2,75E+02 |
| 2,49E+02 | 1,12E+02 | 3,16E+01 | 1,07E+01 | 7,70E+00 | 5,92E+00 | 3,90E+00 |
| 2,48E+00 | 1,51E+00 | 8,23E-01 | 3,19E-01 | | | |
| Promedio ponderado = 1,413E+02 Bq/cm ³ | | | | | | |
| Concentración | | Contaminant is PB-210 | | | | |
| 5,86E-06 | 3,19E-05 | 1,35E-04 | 4,23E-04 | 7,60E-04 | 1,35E-03 | 1,79E-02 |
| 3,29E-01 | 3,74E+00 | 4,71E+00 | 4,86E+00 | 4,87E+00 | 4,87E+00 | 4,87E+00 |
| 4,87E+00 | 4,86E+00 | 4,54E+00 | 1,14E+00 | 1,76E-01 | 3,45E-01 | 3,74E+00 |
| 4,71E+00 | 4,86E+00 | 4,87E+00 | 4,87E+00 | 4,87E+00 | 4,87E+00 | 4,86E+00 |
| 4,54E+00 | 1,14E+00 | 1,67E-01 | 3,00E-02 | 4,46E-02 | 4,86E-02 | 4,73E-02 |
| 4,20E-02 | 3,47E-02 | 2,44E-02 | 1,01E-02 | | | |
| Promedio ponderado = 2,476E+00 Bq/cm ³ | | | | | | |
| Concentración | | Contaminant is PO-210 | | | | |
| 1,16E-05 | 6,32E-05 | 2,67E-04 | 8,29E-04 | 1,52E-03 | 4,38E-03 | 5,78E-02 |
| 1,07E+00 | 1,21E+01 | 1,53E+01 | 1,57E+01 | 1,58E+01 | 1,58E+01 | 1,58E+01 |
| 1,58E+01 | 1,57E+01 | 1,47E+01 | 3,68E+00 | 5,69E-01 | 1,12E+00 | 1,21E+01 |
| 1,53E+01 | 1,57E+01 | 1,58E+01 | 1,58E+01 | 1,58E+01 | 1,58E+01 | 1,57E+01 |
| 1,47E+01 | 3,68E+00 | 5,42E-01 | 9,73E-02 | 8,91E-02 | 9,53E-02 | 9,32E-02 |
| 8,33E-02 | 6,89E-02 | 4,85E-02 | 2,02E-02 | | | |
| Promedio ponderado = 8,014E+00 Bq/cm ³ | | | | | | |

A continuación se muestran los gráficos de las variaciones de las concentraciones de actividad con respecto al tiempo y a la ubicación, para los diferentes radionucleidos.







La tabla N° 6.37 y el gráfico N° 6.7 muestran las concentraciones de actividad del repositorio al cabo de 300 años, obtenidas como resultado de la corrida que se realizó con el código de cálculo DUST. Estas concentraciones sirven como datos de entrada para la determinación de la dosis por medio del código de cálculo RESRAD.

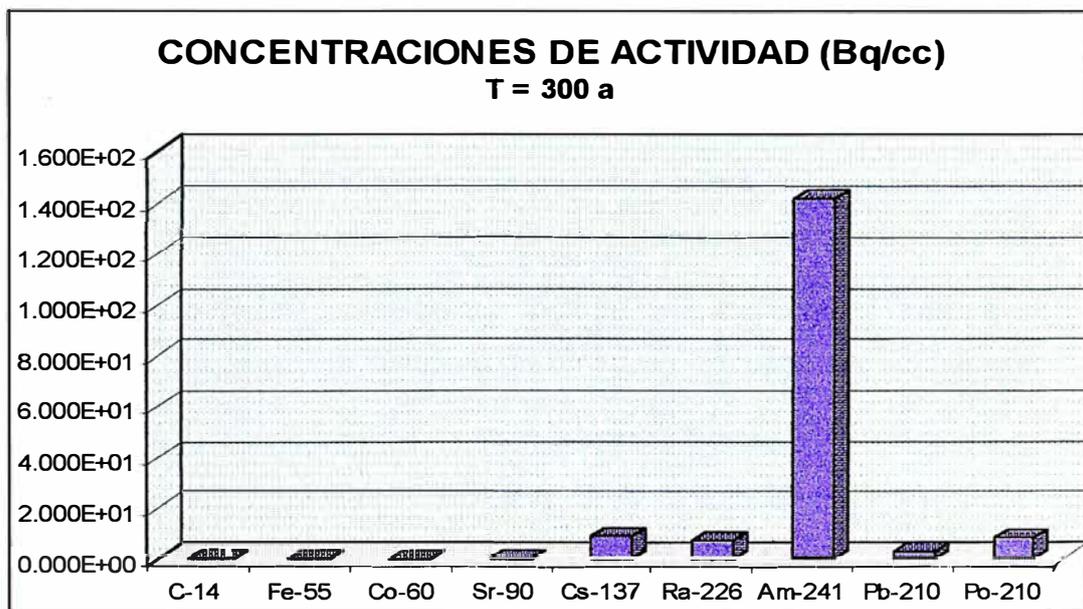
Tabla N° 6.37

| | (Bq/cm ³) | (pCi/cm ³) | (pCi/g) |
|--------|-----------------------|------------------------|-----------|
| C-14 | 8,422E-05 | 2,274E-03 | 0,001292 |
| Fe-55 | 1,055E-24 | 2,847E-23 | 1,618E-23 |
| Co-60 | 8,062E-12 | 2,177E-10 | 1,237E-10 |
| Sr-90 | 6,976E-03 | 1,884E-01 | 0,107019 |
| Cs-137 | 8,737E+00 | 2,359E+02 | 134,03606 |
| Ra-226 | 7,298E+00 | 1,970E+02 | 111,95896 |
| Am-241 | 1,413E+02 | 3,816E+03 | 2168,391 |
| Pb-210 | 2,476E+00 | 6,684E+01 | 37,979199 |
| Po-210 | 8,014E+00 | 2,164E+02 | 122,93449 |

$$1 \text{ Bq} = 27 \text{ pCi}$$

$$\rho = 1.76 \text{ g/cm}^3$$

Gráfico N° 6.7



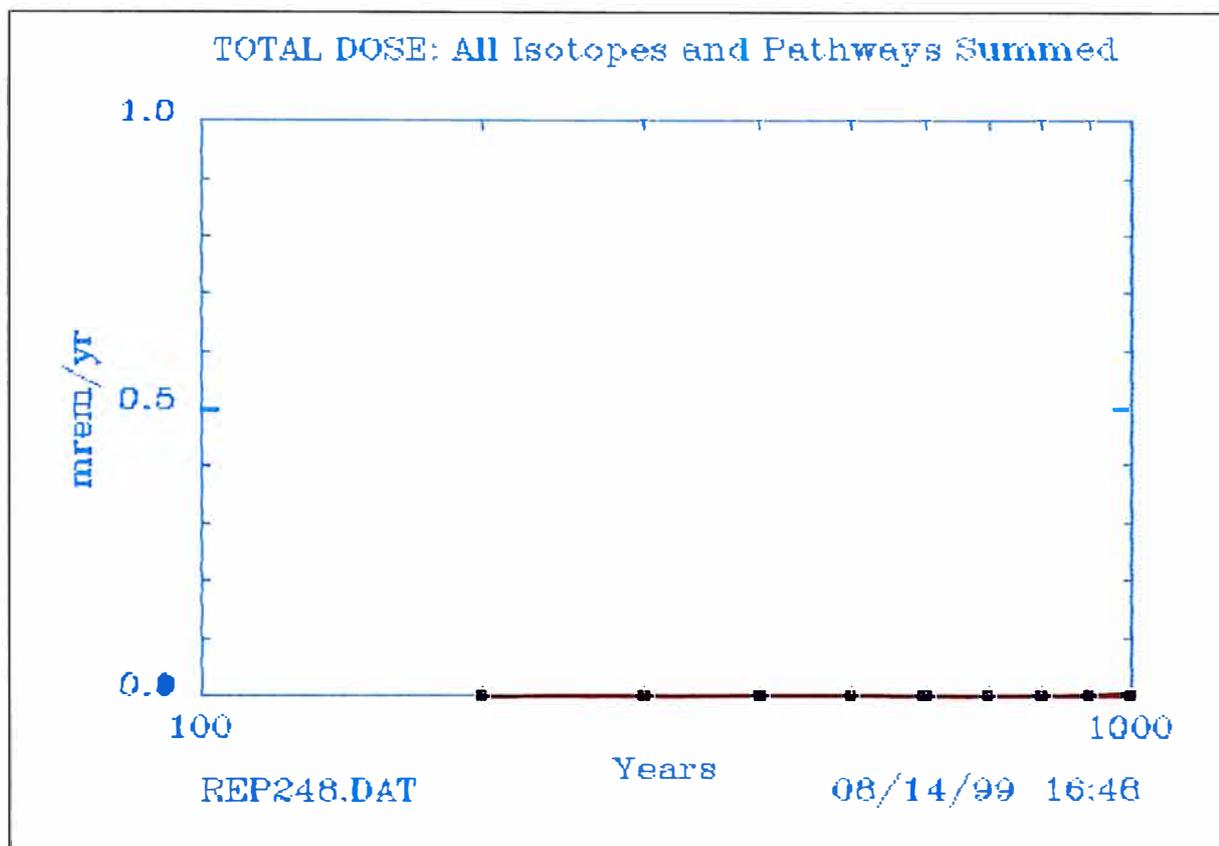
6.8.4.2. CORIDA Y RESULTADOS DEL CÓDIGO RESRAD

De la corrida del código RESRAD (cálculo de dosis), se obtiene que para el escenario de contaminación al medio ambiente, del repositorio de residuos radiactivos, la dosis resultante de 0.000 mrem/año (0 mSv/año) es despreciable comparada con el límite permisible considerado (0.5 mSv/año) (véase la tabla N° 6.38 y el gráfico N° 6.8).

Tabla N° 6.38

| Summary of Pathway Selections | | | | | |
|--|-----------------------------|-----------|------------------------------------|-----------|-----------|
| | Pathway | * | User Selection | | |
| | 1 -- external gamma | * | suppressed | | |
| | 2 -- inhalation (w/o radon) | * | suppressed | | |
| | 3 -- plant ingestion | * | active | | |
| | 4 -- meat ingestion | * | active | | |
| | 5 -- milk ingestion | * | active | | |
| | 6 -- aquatic foods | * | active | | |
| | 7 -- drinking water | * | active | | |
| | 8 -- soil ingestion | * | active | | |
| | 9 -- radon | * | suppressed | | |
| ----- | | | | | |
| Residual Radioactivity Program, Version 5.04 08/14/99 16:48 | | | | | |
| Summary : Impacto Repositorio - Corrida 248 - I.P.E.N. - P.G.R.R. | | | | | |
| File : REP248.DAT | | | | | |
| Contaminated Zone Dimensions | | | Initial Soil Concentrations, pCi/g | | |
| ----- | | | | | |
| Area: | 202.51 square meters | Am-241 | 2.168E+03 | | |
| Thickness: | 3.55 meters | C-14 | 1.292E-03 | | |
| Cover Depth: | 2.00 meters | Cs-137 | 1.340E+02 | | |
| | | Pb-210 | 3.998E+01 | | |
| | | Ra-226 | 1.120E+02 | | |
| | | Sr-90 | 1.070E-01 | | |
| ----- | | | | | |
| Total Dose TDOSE(t), mrem/yr | | | | | |
| Basic Radiation Dose Limit = 50 mrem/yr | | | | | |
| Total Mixture Sum M(t) = Fraction of Basic Dose Limit Received | | | | | |
| at Time (t) | | | | | |
| ----- | | | | | |
| t (years): | 0.000E+00 | 2.000E+02 | 3.000E+02 | 4.000E+02 | 5.000E+02 |
| | 6.000E+02 | 7.000E+02 | 8.000E+02 | 9.000E+02 | 1.000E+03 |
| TDOSE(t): | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| M(t): | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| ----- | | | | | |
| Maximum TDOSE(t): 0.000E+00 mrem/yr at t = 1.000E+03 years | | | | | |
| Residual Radioactivity Program, Version 5.04 08/14/99 16:48 | | | | | |
| Summary : Impacto Repositorio - Corrida 248 - I.P.E.N. - P.G.R.R. | | | | | |
| File : REP248.DAT | | | | | |

Gráfico N° 6.8



Esto se debe a las múltiples barreras técnicas de contención y a las características favorables del emplazamiento y del entorno que hacen que la migración de contaminantes al medio ambiente sea mínima.

Por lo tanto, el impacto sobre la salud humana del repositorio de residuos radiactivos a nivel superficial es nulo, dentro del período de tiempo considerado.

6.8.5. VIGILANCIA DURANTE LA OPERACIÓN DEL REPOSITORIO

Se deberá implementar un plan de monitoreo rutinario del medio ambiente, tanto alrededor como lejos del emplazamiento. Éste debe considerar la toma de muestras de agua subterránea, aguas superficiales, aire, suelo y vegetación.

a) Muestras de agua.

Como parte del diseño y construcción del repositorio, se debe considerar la ejecución de una serie de perforaciones (huecos), a diferentes profundidades, para monitorear las aguas subterráneas. Es necesario que se tengan bien determinadas la velocidad y dirección del movimiento de las aguas subterráneas durante todas las estaciones del año. Este tipo de evaluaciones está considerado dentro de los estudios hidrogeológicos.

b) Muestra de suelo.

Las muestras del suelo deberán recolectarse rutinariamente de una localización adecuada y a una adecuada profundidad para que se analicen posibles contaminaciones radiactivas. La frecuencia dependerá de las características del lugar, así como de las condiciones operacionales.

c) Muestras de vegetación.

Se deberá poner mayor énfasis en las plantas de raíces profundas.

d) Muestras de aire.

Se deberá realizar un muestreo en diferentes partes del repositorio para determinar posibles contaminaciones ambientales, sobre todo durante el tiempo de operación y sellado del repositorio.

CAPÍTULO VII

ASPECTOS ECONÓMICOS

7.1. COSTOS DE DISPOSICIÓN

Los costos de disposición han aumentado considerablemente en la medida en que se han introducido más adelantos técnicos en las instalaciones de evacuación. En algunos países existe una evidente tendencia general a reducir al mínimo la generación de desechos radiactivos como parte de los esfuerzos para reducir los costos. Además, como se observó anteriormente, se están buscando soluciones menos costosas para la evacuación de desechos radiactivos de actividad muy baja (VLLW).

Se harán las estimaciones de costos del repositorio, para los siguientes rubros:

ETAPA PRE-OPERACIONAL:

1. Estudios del emplazamiento
2. Diseño de ingeniería del repositorio
3. Infraestructura física
4. Equipamiento

PERIODO DE OPERACIÓN:

5. Costos operativos

ETAPA POST-OPERACIONAL:

6. Cierre
7. Control ambiental

7.1.1. COSTOS DE LA ETAPA PRE-OPERACIONAL

Se considera los siguientes aspectos:

1. Estudios del emplazamiento (zona del repositorio)
2. Diseño de ingeniería del repositorio
3. Infraestructura física
 - a) Construcción del repositorio
 - b) Instalaciones de soporte
 - c) Seguridad física
 - d) Perforaciones para toma de muestras
4. Equipamiento
 - a) Techado auxiliar
 - b) Equipos para transporte de bultos
 - c) Equipos para control ambiental
 - d) Montaje de equipos

7.1.1.1. ESTUDIOS DEL EMPLAZAMIENTO

Se considera los estudios de los factores más relevantes que se tienen en cuenta en la selección del emplazamiento (véase el punto 5.1). Los costos [7] correspondientes a cada uno de los temas especializados se muestran en la tabla N° 7.1.

Tabla N° 7.1. PRINCIPALES ESTUDIOS

| Factores | Costo (US\$) |
|---------------------------------|--------------|
| Hidrología e hidrogeología | 25000 |
| Ecología | 25000 |
| Geología y geoquímica | 50000 |
| Topografía | 20000 |
| Meteorología | 10000 |
| Modelos matemáticos | 25000 |
| Aspectos socio-económicos | 20000 |
| Evaluación integral | 30000 |
| Evaluación de impacto ambiental | 10000 |
| Total | 215000 |

7.1.1.2. DISEÑO DE INGENIERÍA DEL REPOSITORIO

El desarrollo de la ingeniería básica, así como de la ingeniería de detalle del repositorio, se estima que tiene un costo de US\$ 25000, considerando las características especiales de la construcción.

En forma aproximada se estima que el desarrollo de la ingeniería de una obra debe demandar una cantidad del orden del 10 % del costo total de la construcción.

7.1.1.3. INFRAESTRUCTURA FÍSICA

a) Construcción del repositorio

La estimación de los costos de construcción del repositorio (incluye las tuberías subterráneas y la caja de distribución) se hace sobre la base del dimensionamiento esquematizado que se muestra en el punto 5.4.4 y considerando las principales partidas que deben tomarse en cuenta. Los costos directos se muestran en la tabla N° 7.2 y los indirectos se muestran en la tabla N° 7.3.

Tabla N° 7.2. COSTOS DIRECTOS DE CONSTRUCCIÓN

| Descripción | Costo (US\$) |
|--------------------------------|---------------|
| Obras civiles | 6000 |
| Obras de concreto | 10500 |
| Carpintería metálica | 20000 |
| Instalación eléctrica | 18500 |
| Concreto armado | 13000 |
| Revoques | 2000 |
| Pintura | 5000 |
| Acero | 30000 |
| Relleno y compactación | 10000 |
| Obras sanitarias | 18500 |
| Obra electromecánica | 30500 |
| Construcciones de seguridad | 9000 |
| Cubierta de material hidrófugo | 20000 |
| Total | 193000 |

Tabla N° 7.3. GASTOS INDIRECTOS DE CONSTRUCCIÓN

| Descripción | Costo (US\$) |
|------------------------------|--------------|
| Obras provisionales | 25000 |
| Movimiento de tierras | 19000 |
| Pruebas y puesta en servicio | 6000 |
| Total | 50000 |

Estos costos de construcción suman un total de U.S.\$ 243000.

Se estima que los honorarios del contratista son aproximadamente el 30% de los gastos indirectos de construcción, esto es, un costo de U.S.\$ 15000.

b) Instalaciones de soporte

De acuerdo a la información que se tiene, en otros países, a la par que la construcción del repositorio se suele construir una serie de instalaciones llamadas de soporte, como son:

- Edificio de la parte administrativa.
- Área de recepción.
- Talleres de mantenimiento.

- Sistema de suministro de energía.
- Sistema de suministro de agua.
- Sistema de desagüe, etc.

En este caso, no se considera estas construcciones ya que se puede utilizar la infraestructura existente en el Centro Nuclear “RACSO”. Por ello, se les va a considerar como servicios de alquiler.

Por otro lado, se debe construir un área para descontaminación de materiales. En el Centro Nuclear “RACSO” no se cuenta con un área asignada para tal fin. El área debe contar con un sistema de descontaminación de alta presión, arenado y tratamiento químico, un ambiente cerrado herméticamente para los lavados correspondientes. Se estima un costo de U.S.\$ 100000.

Se debe contar con un sistema de prevención y lucha contra incendios. Se estima un valor de U.S.\$ 50000.

c) Seguridad física

En el caso de la seguridad física se considera los siguientes aspectos:

- Se requerirá construir un cerco perimetral redundante.
- Construcción de caseta para control de acceso.
- Señalización permanente, registro de archivos, etc.

Los costos estimados se muestran a continuación en la tabla N° 7.4.

Tabla N° 7.4. SEGURIDAD FÍSICA

| Descripción | Costo (US\$) |
|-------------------|--------------|
| Cerco perimetral | 15000 |
| Caseta de control | 3000 |
| Señalización | 5000 |
| Total | 23000 |

d) Perforaciones para toma de muestras

Un alto costo corresponderá a las perforaciones que se tendrían que hacer para toma de muestras en napas freáticas. El costo de una perforación diamantina es del orden de U.S.\$ 200 por metro lineal. Se asumirá 8 perforaciones para muestreo y que tengan una profundidad promedio de 50 metros. Luego, el costo sería:

$$8 \text{ perforaciones} \times 50 \text{ m/perforación} \times \text{U.S.} \$ 200/\text{m} = \text{U.S.} \$ 80000$$

7.1.1.4. EQUIPAMIENTO

a) Techado auxiliar

El techado auxiliar, descrito en el punto 5.4.4.2, consta de las siguientes partes:

- Techado móvil (estructura y cubierta)
- Tren para el movimiento del techado móvil
- Carriles para soporte del techado móvil

Los costos estimados se muestran en la tabla N° 7.5.

Tabla N° 7.5. TECHADO AUXILIAR

| Descripción | Costo (US\$) |
|------------------------|--------------|
| Techado móvil | 25000 |
| Tren del techado móvil | 4000 |
| Carriles | 2000 |
| Total | 31000 |

b) Equipos para transporte de bultos

Se debe contar adicionalmente con equipamiento que permita el transporte de los bultos (véase el punto 5.4.4.2) teniendo en cuenta los riesgos involucrados debido a su contenido de actividad. Estos equipos son los siguientes:

- Montacargas con capacidad de carga de 8 a 10 Tm
- Pórtico con monorraíl a control remoto para carga de 2 Tm
- Puente grúa para carga de 12 Tm, soportado por el techado móvil
- Camión para transporte de contenedores

Los costos estimados se muestran en la tabla N° 7.6.

Tabla N° 7.6. EQUIPOS DE TRANSPORTE

| Descripción | Costo (US\$) |
|--|---------------|
| Montacargas | 60000 |
| Pórtico con monorraíl a control remoto | 100000 |
| Puente grúa | 150000 |
| Camión | 80000 |
| Total | 390000 |

c) Equipos para control ambiental

En el control ambiental, se requerirá un equipamiento (cadena multicanal, monitores, filtros, etc.) cuyo costo se estima en U.S.\$ 30000.

En **resumen**, el costo total del equipo adquirido se muestra en la tabla N° 7.7. Se considera un 15% de imprevistos y honorarios.

Tabla N° 7.7. COSTO TOTAL DE EQUIPOS

| Descripción | Costo (US\$) |
|--------------------------|---------------|
| Techado móvil | 31000 |
| Transporte | 390000 |
| Control ambiental | 30000 |
| | 451000 |
| Imprevistos y honorarios | 67650 |
| Total | 518650 |

d) Montaje de equipos

El montaje de los equipos requiere de la instalación completa del equipo adquirido, lo cual demanda aproximadamente del 15% del costo de los equipos, esto equivale a U.S.\$ 77797.50.

Además, se precisa de la instrumentación instalada, cuyo costo es del orden del 5% del costo de los equipos, es decir, U.S.\$ 25932.50

Finalmente, con todos los costos estimados para la etapa pre-operacional, se calcula el capital fijo (constituido por los bienes físicos y los intangibles) (véase la tabla N° 7.8).

Tabla N° 7.8. CAPITAL FIJO

| <u>COSTOS DIRECTOS</u> | |
|--|----------------------------|
| | <u>Costo (US\$)</u> |
| Equipo | 518650,00 |
| Instalación del equipo | 77797,50 |
| Instrumentación | 25932,50 |
| Costos directos de construcción | 193000,00 |
| Área para descontaminación | 100000,00 |
| Sistema de prevención y lucha contra incendios | 50000,00 |
| Seguridad física | 23000,00 |
| Perforaciones para toma de muestras | 80000,00 |
| | |
| <u>COSTOS INDIRECTOS (intangibles)</u> | |
| | <u>Costo (US\$)</u> |
| Estudios del emplazamiento | 215000,00 |
| Diseño del repositorio | 25000,00 |
| Gastos de Construcción | 50000,00 |
| Honorarios del Contratista | 15000,00 |
| Eventuales (4 % del capital fijo) | 57224,17 |
| | |
| Total | US\$ 1430604,17 |

7.1.2. COSTOS DURANTE EL PERIODO DE OPERACIÓN

Aquí se consideran los siguientes costos operativos:

1. Mano de obra
 - a) Disposición
 - b) Control ambiental
 - c) Vigilancia
2. Materiales
3. Servicios
4. Otros gastos

7.1.2.1. MANO DE OBRA

a) Personal para disposición de residuos

El personal calificado que realice el trabajo de disposición puede ser el mismo que trabaje en el área de tratamiento y acondicionamiento de residuos, contando con el apoyo eventual del personal de mantenimiento, con conocimiento de radioprotección.

Se considera el requerimiento de dos personas que se encarguen no sólo de la disposición en sí, sino también de todos los procedimientos administrativos de esta gestión, como son, un control riguroso de todos los residuos dispuestos, así como mantener un registro permanentemente actualizado, etc.

Considerando un sueldo promedio de U.S.\$ 1200 por mes y un 50 % adicional por cargas sociales, se tiene:

| | |
|-------------------------|-----------------------|
| Número de operadores: | 2 hombres |
| Sueldo mensual/persona: | 1200 US\$/mes-hombre |
| Cargas sociales: | 600 US\$/mes-hombre |
| Costo mensual/persona: | 1800 US\$/mes-hombre |
| Costo anual/persona: | 21600 US\$/año-hombre |

Costo anual de operadores: 43200 US\$/año

b) Personal de control ambiental

Se considerará un programa de control ambiental permanente y rutinario durante treinta años desde el inicio de la operación.

Se considerará la presencia de un profesional especializado que conducirá todo el programa de monitoreo ambiental. Teniendo en cuenta las consideraciones de sueldo indicadas para los operadores, se tiene:

$$\text{U.S.}\$ 1200/\text{mes} \times 1.5 \times 12 \text{ meses/año} = \text{U.S.}\$ 21600 \text{ por año}$$

c) Personal de vigilancia

La vigilancia que tiene que ver con la seguridad física del emplazamiento será hecha por un miembro de la Policía Nacional quien recibirá una bonificación por este tipo de trabajo, siendo ésta un promedio de U.S.\$ 200 (doscientos dólares) mensuales.

Luego, por gasto de vigilancia física se tendría:

$$\text{U.S.}\$ 200/\text{mes} \times 12 \text{ meses/año} = \text{U.S.}\$ 2400 \text{ por año}$$

Por último, se muestra un resumen del costo anual de mano de obra (véase la tabla N° 7.9).

Tabla N° 7.9. COSTO DE MANO DE OBRA

| Descripción | US\$/año |
|---------------------------------|--------------|
| Disposición | 43200 |
| Monitoreo ambiental | 21600 |
| Bonificación a Policía Nacional | 2400 |
| Total | 67200 |

7.1.2.2. MATERIALES PARA INMOVILIZACIÓN

Teniendo en cuenta la producción de cilindros conteniendo residuos radiactivos, los requerimientos de disposición serían de 15 cilindros y 3 contenedores por año.

Para la cementación de los cilindros y para los rellenos de concreto y de hormigón se utilizan principalmente cemento y arena.

Los costos por materiales se muestran en la tabla N° 7.10.

Tabla N° 7.10. COSTOS DE MATERIALES

| | \$/unidad | unidades/año | US\$/año |
|--------------|-----------|--------------|----------|
| Cilindros | 30 | 15 | 450 |
| Contenedores | 200 | 3 | 600 |

| | \$/bolsa | \$/m ³ | m ³ /año | US\$/año |
|---------|----------|-------------------|---------------------|----------|
| Cemento | 5 | 37.59 | 1 | 38 |
| Arena | 0.75 | 5.64 | 4 | 22 |

| | \$/galón | glns/año | US\$/año |
|-------------|----------|----------|----------|
| Combustible | 2 | 5 | 10 |

| | | | |
|--------------|--|--|------|
| Total | | | 1120 |
|--------------|--|--|------|

7.1.2.3. COSTO DE SERVICIOS

Los costos estimados de los servicios directos se muestran en la tabla N° 7.11.

Tabla N° 7.11. COSTOS DE SERVICIOS

| Descripción | US\$/mes | US\$/año |
|---------------------------------------|----------|----------|
| Alquiler de talleres de mantenimiento | 400 | 4800 |
| Energía eléctrica | 200 | 2400 |
| Agua | 200 | 2400 |
| Total | 800 | 9600 |

7.1.2.4. OTROS GASTOS

Son todos aquellos que no corresponden a los rubros anteriores. Incluyen el mantenimiento (equivalente al 2% de los bienes físicos), los suministros (equivalente al 10% del mantenimiento), costos de laboratorio (equivalente al 10% de la mano de obra), los gastos generales indirectos (equivalente al 60% de la mano de obra), impuestos (equivalente al 1% de los bienes físicos), seguros (equivalente al 0.4% de los bienes físicos), depreciación, gastos administrativos, investigación y desarrollo (equivalente al 5% del gasto total) y difusión de información técnica.

Para obtener el valor del cargo anual por depreciación de los bienes físicos, éste se estima por el método de depreciación lineal, con un valor residual mínimo después de cumplido el plazo de 30 años.

En cuanto a los costos administrativos, estos se resumen en la tabla N° 7.12.

Tabla N° 7.12. COSTOS ADMINISTRATIVOS

| Descripción | US\$/mes | US\$/año |
|--|----------|----------|
| Gastos del proceso administrativo | 750 | 9000 |
| Alquiler de ambiente para administración | 200 | 2400 |
| Total | 950 | 11400 |

Además, se debe dar importancia a la difusión de información técnica para el público en general, para contrarrestar el ataque que se podría producir proveniente de grupos denominados ecologistas. En este caso, se destinará un promedio de U.S.\$ 10000 (diez mil dólares americanos) por año.

Finalmente, teniendo en cuenta los requerimientos relevantes se estima el costo total anual durante el periodo de operación del repositorio (véase la tabla N° 7.13).

Tabla N° 7.13. COSTOS DE OPERACIÓN

| | <u>US\$/año</u> |
|---------------------------------|--------------------|
| GASTOS DIRECTOS | |
| Materiales | 1120 |
| M.O. | 67200 |
| Servicios | 9600 |
| Mantenimiento | 21368 |
| Suministros | 2137 |
| Laboratorio | 6720 |
| GASTOS INDIRECTOS | |
| Generales | 40320 |
| Impuestos | 10684 |
| Seguros | 4274 |
| Depreciación | 35613 |
| GASTOS GENERALES | |
| Administrativos | 11400 |
| Difusión de información técnica | 10000 |
| Investigación y Desarrollo | <u>11602</u> |
| GASTO TOTAL = | 232036 US\$ |

Luego, por los treinta años de operación del repositorio, se requiere alrededor de U.S.\$ 6961090 (seis millones novecientos sesentiu mil noventa dólares americanos).

7.1.3. COSTOS EN LA ETAPA POST-OPERACIONAL

7.1.3.1. CIERRE DE LA INSTALACIÓN

Se requerirá realizar el recubrimiento con tierra del lugar, donde será necesario contar con peones, obreros, capataz, máquinas de construcción, etc., que se estima podría involucrar un costo de U.S.\$ 30000 (treinta mil dólares americanos).

Antes de proceder al tapado, con tierra del lugar, será necesario cerrar las celdas de almacenamiento con una losa superior y recubrir el repositorio con un

polímero especial hidrófugo, para mejorar la barrera de contención. Teniendo en cuenta el tamaño del repositorio, se estima un costo alrededor de U.S.\$ 50000.

7.1.3.2. CONTROL AMBIENTAL

Se considerará un programa de control ambiental de dos etapas:

- a) Control espaciado y periódico hasta cien (100) años del inicio de la operación.
- b) Control periódico hasta 300 años.

Para el primer periodo se considerará que el programa de monitoreo ambiental reduce su intensidad a una décima parte con respecto al de la etapa operativa.

Considerando que como servicio, el costo de monitoreo ambiental fuera de U.S.\$ 500 mensuales, se tendría:

$$\text{U.S.}\$ 500/\text{mes} \times 12 \text{ meses/año} = \text{U.S.}\$ 6000 \text{ por año}$$

En 70 años de control: U.S.\$ 420000.

En el segundo caso, se considerará un costo del servicio de monitoreo ambiental de U.S.\$ 300 mensuales. Luego, se tendría:

$$\text{U.S.}\$ 300/\text{mes} \times 12 \text{ meses/año} = \text{U.S.}\$ 3600 \text{ por año}$$

En 200 años de control: U.S.\$ 720000.

En conclusión, se estima que, durante la etapa post-operacional del repositorio, es costo total es de U.S.\$ 1220000.

7.2. FINANCIAMIENTO

El financiamiento del capital fijo, así como de los costos directos de operación y del cierre de la instalación correrá por cuenta de una empresa privada con el apoyo de organismos internacionales. Los demás costos serán cubiertos por una meta presupuestal designada por el Centro Nuclear y por los ingresos propios de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos.

CAPÍTULO VIII

BIBLIOGRAFÍA

1. CARRERA J.; Modelling of natural barriers and flux analysis. Safety Assessment Methodologies For Near Surface Radiactive Waste Disposal Facilities. Instituto de Estudios de la Energía, Madrid, 1997.
2. CHAU C. et al.; Informe Técnico # 011/ GSR / SGSN. Evaluación Radiosanitaria por Operación Normal del CNIP “RACSO” durante el año 1990. Centro Nuclear “RACSO”, Gerencia de Seguridad Radiológica. I.P.E.N., Huarangal, Perú, 1991.
3. CLEFS: La radioactivité; N° 34, Hiver 1996-1997. Cea
4. EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIATIVOS, S.A.; El Cabril, Las Nuevas Instalaciones de Almacenamiento de Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad; ENRESA, Madrid, España.
5. FORO NUCLEAR: Residuos Radiactivos; N° 354, Febrero 1997. Foro de la Industria Nuclear Española.
6. FORO NUCLEAR: Residuos Radiactivos; N° 388, Setiembre 1998. Foro de la Industria Nuclear Española
7. HERAS, R.; “Manual de Hidrología – 2. El Ciclo Hidrológico”, Centro de Estudios Hidrográficos y Dirección General de Obras Hidráulicas; Madrid, 1972.
8. INSTITUTO NACIONAL DE ESTADÍSTICA E INFORMÁTICA; Perú: Población y Superficie a Nivel Distrital; INEI, Perú, 1989.
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Preparation of Safety Analysis Reports (SARs) for Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities; IAEA, Vienna, Austria, 1995.
10. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures and Data, “Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of

- Radionuclides from Routine Releases”, Exposures of Critical Groups, Safety Series N° 57, IAEA, Vienna, 1982.
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures and Data; Derived Intervention Levels for Application in Controlling Radiation Doses to the Public in the Event of a Nuclear Accident or Radiological Emergency; Principles, Procedures and Data, Safety Series N° 81, IAEA, Vienna, 1986.
 12. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series N° 115, IAEA, Vienna, 1996.
 13. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; ARGONNE NATIONAL LABORATORY; Interregional Training Course. Safety Assessment Methodologies for Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities. IAEA / ANL. Chicago, Illinois, 1994.
 14. KAPLAN I.; “Física Nuclear”, Tercera Edición; Aguilar, S.A. de Ediciones; Madrid, España, 1970.
 15. LÁZARO G.; Impacto Radiológico al Público por accidentes en Reactores de Investigación. I.P.E.N., Centro Nuclear de Huarangal. Dirección de Reactores; Perú, 1989.
 16. LINDBLOM U.; Los Residuos Radiactivos. Su Almacenamiento Terrestre; Forum Atómico Español; Madrid, 1983.
 17. MALLAUPOMA M.; Informe Técnico. Disposición de Residuos Radiactivos; Centro Nuclear RACSO; 1992.
 18. MOLTYANER G. et al.; A Combined Model for Simulating a Radionuclide Transport in Groundwater. The British Library Document Supply Centre Boston Spa, Wetherby, W. Yorks, 1987.
 19. MONTOYA M.; Tecnología Nuclear en el Perú. CONCYTEC, 1993.
 20. NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY. Post-disposal Safety assessment of Toxic and Radioactive waste: Development and Testing of the SACO methodology and code. Luxembourg, 1996.

21. ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT, NUCLEAR ENERGY AGENCY; Disposal of Radiactive Waste: Review of Safety Assessment Methods; OECD/NEA, Paris, 1991.
22. ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Colección de Seguridad N° 50-SG-S6, N° 50-SG-S1, N° 50-SG-O11, N° 73, OIEA, Viena.
23. ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA; Normas de Seguridad del Organismo; Gestión de Desechos Radiactivos de Centrales Nucleares; Código de práctica; Colección de Seguridad N° 69, OIEA, Viena, 1986; p. 2-4, 25-31.
24. ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA; Normas de Seguridad del Organismo; Principios y Criterios Técnicos de Seguridad para la Evacuación Subterránea de Desechos Radiactivos de Actividad Alta; Colección de Seguridad N° 99, OIEA, Viena, 1990; p. 3-16.
25. PONCE A.; Los Reactores Nucleares; Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares; México, 1980.
26. SHIPERS L.; Background Information for the Development of a Low-Level Waste Performance Assessment Methodology. Identification of Potential Exposure Pathways.
27. YU C.; Computer Codes for Biospheric Transport and Rad Exposure. IAEA / ANL Interregional Training Course on Safety Assessment Methodologies for Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities. Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, 1994.

REFERENCIAS

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Recommendations, “Development of Regulatory Procedures for the Disposal of Solid Radioactive Waste in Deep, Continental Formations”, Safety Series N° 51, IAEA, Vienna, 1980.
- [2] REVILLA J.; Origin and Classification of Radioactive Waste. IAEA Interregional Training Course on Safety Assessment Methodologies for Near Surface Radiactive Waste Disposal Facilities. Instituto de Estudios de la Energía, Madrid, 1997.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Standardization of Radioactive Waste Categories, Technical Reports Series N° 101, IAEA, Vienna, 1970.
- [4] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, INSTITUTO PERUANO DE ENERGIA NUCLEAR; Evaluación de la zona de emplazamiento y del área de influencia del Centro Nuclear de Investigaciones del Perú, Capítulo 10: Radiactividad Ambiental, Capítulo 11: Evaluación Radiosanitaria; C.N.E.A., Argentina, I.P.E.N., Perú; 1981.
- [5] SULLIVAN T.; Disposal Unit Source Term (DUST) Data Input Guide. Brookhaven National Laboratory. 1993.
- [6] YU C. et al.; Manual for Implementing Residual Radiactive Material Guidelines Using RESRAD, Version 5.0; Environmental Assessment Division, Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, 1993.
- [7] MALLAUPOMA M.; Informe Técnico. Costos de Disposición de Residuos Radiactivos; Centro Nuclear RACSO; 1992.

CAPÍTULO IX

GLOSARIO

Absorción (*absorption*): Proceso por el cual un líquido es arrastrado dentro y tiende a llenar los poros permeables en un cuerpo sólido poroso; también el aumento en el peso de un cuerpo sólido poroso que resulta de la penetración de un líquido dentro de sus poros permeables. La capacidad del sólido es proporcional a su volumen.

Adsorción (*adsorption*): Desarrollo en la superficie de un líquido o sólido de una concentración mayor de una sustancia que existe en el volumen del medio; especialmente la formación de una o más capas de moléculas de gases, de sustancias disueltas, o de líquidos en la superficie de un sólido. La capacidad de un sólido es proporcional a su área superficial.

Advección (*advection*): Desplazamiento del soluto de forma “ligada” al fluido.

Actividad (*activity*): Es el número medio de transformaciones nucleares o desintegraciones espontáneas que se producen por unidad de tiempo.

Unidades:

Curie : Se define como

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ desintegraciones por segundo}$$

Bequerel: Es unidad en el Sistema Internacional (S.I.) se define como una desintegración por segundo.

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ des. seg}^{-1}$$

Por lo tanto:

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

Actividad específica (*specific activity*): Número de desintegraciones por unidad de tiempo y por unidad de masa de materia.

ALARA: Siglas de la expresión: “as low as reasonably achievable” (véase **valor ALARA**)

Almacenamiento o almacenamiento provisional (*storage or interim storage*): Colocación de desechos en una instalación con la intención de recuperarlos más adelante. Operación de almacenamiento en la que a) se realizan actividades de observación radiológica y de control humano, y b) se prevén medidas ulteriores de tratamiento, transporte y evacuación definitiva.

Almacenamiento tecnológico (*engineered storage*): Almacenamiento de desechos radiactivos, en general en contenedores adecuadamente sellados, en una cualquiera de las diversas estructuras especialmente diseñadas para protegerlos y para contribuir a evitar su escape a la biosfera por accidente o sabotaje. Pueden también incluir dispositivos para extraer el calor debido a la desintegración radiactiva de los desechos.

ASCII: American Standard Code for Information Interchange (Código Americano de Normas para Intercambio de Información).

Bidón: Contenedor para acondicionar desechos. Puede tener diferentes características ya que no sólo permite el blindaje y la contención física, sino que se le puede colocar blindaje adicional.

Biosfera: Es la parte del medio Ambiente que contiene y soporta a los Organismos Vivientes. El sistema de la Biosfera está dividido en subsistemas interconectados uno con otro a través de fronteras discretas y asumiendo homogeneidad interior.

Blindaje (*shield*): Es una barrera que se interpone entre la fuente de radiación y el personal, con el objeto de atenuar o evitar la exposición a la radiación.

Bulto de desechos (*waste package*): Es la forma de desecho más cualquier recipiente o suma de recipientes que son requeridos para la manipulación, transporte, tratamiento, acondicionamiento, almacenaje o disposición.

Cadena (*chain*): Una vía posible a través de una serie de desintegraciones. Por ejemplo, si las desintegraciones son $A \rightarrow B$, $A \rightarrow C$, $B \rightarrow D$ y $C \rightarrow D$, las cadenas posibles son $A \rightarrow B \rightarrow D$ y $A \rightarrow C \rightarrow D$.

Canister: Contenedor cilíndrico y metálico para acondicionar residuos radiactivos.

Cementación (*waste cementation*): Proceso de incorporación de desechos en una matriz de hormigón como medio de inmovilización.

Código de cálculo (*computer code*): Un conjunto de instrucciones de cómputo para la realización de operaciones especificadas en un método numérico.

Coefficiente de distribución (*distribution coefficient*): Parámetro fácilmente medible definido por:

$$K_d = \frac{\text{radioisótopo sorbido / gramo de sólido}}{\text{radioisótopo disuelto / cm}^3 \text{ de solución}}$$

Coeficiente de escorrentía (*runoff coefficient*): Relación numérica entre el volumen de escorrentía y el volumen de precipitación atmosférica.

Compactación: Es la reducción del volumen de la masa de un material y, por consiguiente, aumento de su densidad, por medio de la aplicación de presión externa.

Conductividad hidráulica o conductividad del flujo (*hydraulic conductivity*): Facilidad de una roca para transmitir el agua. Se considera como una medida de la resistencia al paso del flujo de agua en una formación rocosa.

Contaminación radiactiva (*radioactive contamination*): La presencia de sustancias radiactivas dentro ó en la superficie de un material ó un lugar donde no se desea que estén o puedan ser perjudiciales. Consiste en la deposición de sustancias radiactivas en la superficie o en el interior del cuerpo debido a una fuente abierta. Si se realiza en el interior del cuerpo, las personas siguen expuestas a la radiactividad hasta que la sustancia radiactiva es eliminada del cuerpo, esta contaminación se identifica generalmente como irradiación interna.

Darcy: Unidad de permeabilidad medida por la velocidad con la cual un fluido de viscosidad normal puede moverse una distancia dada en un intervalo de tiempo dado bajo una diferencia de presión normal.

Descarga (*discharge*): Liberación controlada de gases o líquidos radiactivos al medio ambiente. Es una forma particular de evacuación.

Desecho radiactivo o residuo radiactivo (*radioactive waste*): Cualquier material que contenga o esté contaminado por radionucleidos cuyas concentraciones ó niveles de actividad rebasen las “cantidades exentas” establecidas por la Autoridad Nacional, y para el cual no se prevé ningún uso.

Desechos de periodo corto y de periodo largo: Estos términos se refieren al periodo de semidesintegración de un elemento radiactivo determinado. Los elementos cuyos periodos de semidesintegración son superiores a unos 30 años se consideran normalmente como de periodo largo.

Desechos de actividad baja (*low-level waste*): Estas sustancias contienen una cantidad despreciable de radionucleidos de periodo largo, producidos por las actividades nucleares pacíficas en la Industria, la Medicina y la Investigación, y por la explotación de reactores nucleares, estos desechos pueden comprender artículos y materiales como guantes, paños, vidrio, herramientas pequeñas, papel y filtros, debidamente embalados que han sido contaminados con sustancias radiactivas.

Desechos de actividad intermedia: Estos materiales presentan niveles de radiactividad y de contenido térmico inferiores a los correspondientes a los desechos de actividad alta, pero todavía se les debe aislar y blindar durante la manipulación y el transporte.

Desechos de actividad alta (*high-level waste*): Estos desechos se producen como consecuencia de la reelaboración de combustibles gastados de reactores nucleoelectrónicos, proceso mediante el cual puede recuperarse Uranio y Plutonio para volver a utilizarlo. Los desechos contienen elementos transuránicos, así como los productos de fisión, que son altamente radiactivos, termógenos y de periodo largo.

Desechos generados (*waste arisings*): Desechos radiactivos generados en cualquier etapa del ciclo del combustible nuclear.

Desechos portadores de emisores alfa o materiales transuránicos: Estas sustancias comprenden desechos contaminados con nucleidos emisores alfa y de

periodo suficientemente largo, que hace inaceptable su evacuación mediante enterramiento a poca profundidad. Se originan principalmente en la reelaboración de combustible gastado y en la fabricación del combustible de óxidos mixtos.

Desintegración radiactiva (*radioactive decay*): Transformación nuclear espontánea con emisión de partículas o de radiación gamma, o emisión de rayos X por captura de uno de los electrones orbitales, o en la que el núcleo se fisiona espontáneamente.

Detección (*detection*): La detección y medición de las radiaciones ionizantes se basa en su interacción con la materia, principalmente en los fenómenos de ionización y excitación. Cuando una de estas radiaciones incide sobre un detector, éste proporciona una señal eléctrica, generalmente en un impulso de tensión que luego se relaciona a una magnitud medible de radiación o actividad.

Dosímetro (*dosimeter*): Dispositivo, instrumento o sistema que puede utilizarse para medir o evaluar cualquier magnitud que pueda estar relacionada con la determinación de la dosis absorbida o de la dosis equivalente.

Dosis (*dose*): Este término designa la cantidad de energía de radiación ‘absorbida’ por un medio. Aunque los términos “dosis” o “dosis de radiación” se suelen emplear en sentido general, debería normalmente precisar si se trata, por ejemplo, de dosis absorbida, dosis orgánica, dosis equivalente, dosis efectiva, dosis equivalente colectiva o dosis efectiva colectiva.

Dosis absorbida (*absorbed dose*): Es la cantidad dosimétrica fundamental D , definida como:

$$D = d\varepsilon / dm$$

donde $d\varepsilon$ es la energía media entregada por radiación ionizante a la materia en un elemento de volumen y dm es la masa de la materia en el elemento de volumen. La energía puede ser promediada sobre cualquier volumen definido, siendo la dosis promedio igual a la energía total entregada en el volumen dividida por la masa en el volumen.

Gray (Gy): Unidad de dosis absorbida en el SI, se define como:

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ J} \cdot \text{Kg}^{-1}$$

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ Rad}$$

Rad (Rad): Anterior unidad que se emplea para expresar la dosis absorbida por radiaciones ionizantes.

$$1 \text{ Rad} = 10^{-2} \text{ J} \cdot \text{Kg}^{-1}$$

$$1 \text{ Rad} = 0,01 \text{ Gy}$$

Dosis efectiva (*effective dose*): Es la cantidad E , definida como la suma de las dosis equivalentes en los tejidos, cada una multiplicada por el factor de ponderación del tejido apropiado:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T$$

donde H_T es la dosis equivalente en el tejido T y w_T es el factor de ponderación del tejido para el tejido T . De la definición de dosis equivalente, se tiene que:

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

donde w_R es el factor de ponderación de radiación para la radiación R y $D_{T,R}$ es la dosis absorbida promedio en el órgano o tejido T. La unidad de dosis efectiva es el $J \cdot Kg^{-1}$ o sievert (Sv).

Dosis equivalente (*equivalent dose*): Es la cantidad $H_{T,R}$, definida como:

$$H_{T,R} = D_{T,R} \cdot w_R$$

donde $D_{T,R}$ es la dosis absorbida entregada por radiación tipo R promediada sobre un tejido u órgano T y w_R es el factor de ponderación de radiación para la radiación tipo R.

Cuando el campo de radiación está compuesto de diferentes tipos de radiación con diferentes valores de w_R , la dosis equivalente es:

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

Sievert (Sv): Nombre específico de la unidad de dosis equivalente en el SI.

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ J} \cdot \text{Kg}^{-1}$$

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

Rem (Rem): Antigua unidad de dosis equivalente.

$$1 \text{ Rem} = 10^{-2} \text{ J} \cdot \text{Kg}^{-1}$$

$$1 \text{ rem} = 0,01 \text{ Sv}$$

Dosis equivalente efectiva: H_E se define por la expresión:

$$H_E = \sum w_T H_T$$

donde H_T es la dosis equivalente media en el tejido, T y w_T es un factor de ponderación.

Dosis equivalente colectiva (S_T): Es la suma de las dosis equivalentes individuales recibidas por un grupo de personas.

Escenario (*scenario*): Descripción de sucesos simultáneos o sucesivos que en conjunto constituyen la descripción de un accidente o condición simulados relacionados con la explotación de una instalación nuclear. Las condiciones simuladas crean un ambiente para realizar y evaluar un ejercicio o entrenamiento en previsión de situaciones de emergencia y pueden utilizarse en él supuestos hipotéticos. El escenario puede comprender también instrucciones para los jueces y evaluadores.

Escorrentía (*runoff*): El agua de las precipitaciones que escapa a la infiltración profunda y a la evapotranspiración, que escurre superficialmente.

Estabilidad geológica (*geological stability*): Cuando las formaciones rocosas han permanecido relativamente estables durante cientos de miles de años. Es decir, que existe poca evidencia de daños producidos por terremotos o por una fracturación violenta y extensa de las rocas.

Evacuación en terreno superficial (*shallow-ground disposal*): Es la disposición de residuos radiactivos, con o sin barreras tecnológicas, ubicadas encima o debajo del nivel superficial del terreno, donde la cubierta final de protección es del orden de unos pocos metros de espesor.

Evacuación subterránea (*underground disposal*): Evacuación de desechos a profundidad adecuada bajo la superficie terrestre.

Evaluación de seguridad (*safety assessment*): Contraste de los resultados de los análisis de seguridad con los criterios de aceptabilidad, valoración del mismo, y juicios consiguientes sobre la aceptabilidad del sistema evaluado.

Evapotranspiración (*evapotranspiration*): El proceso por el cual el agua se evapora desde las superficies húmedas y se transpira desde las plantas.

Exposición (*exposure*) (**X**): Es la acción de someter ó someterse a las radiaciones ionizantes. Este término también se usa para denominar a la cantidad de radiación, rayos X ó Gamma, que produce una determinada ionización en el aire.

Unidad: Coulomb/Kg

Anterior unidad: Roentgen (R)

Roentgen: Unidad de exposición equivalente a:

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C.Kg}^{-1}$$

Factor de transferencia (*transfer factor*): Es una consideración referida a las características ambientales del emplazamiento, para que el modelamiento sea más realístico.

Fondo natural (*background*): Radiación ionizante procedente de sustancias radiactivas naturalmente presentes en el hombre y de origen cósmico.

Forma de desecho (*waste form*): Es la forma física y química del material residual, sin su embalaje.

Fuente (*source*): Aparato o sustancia capaz de emitir radiación ionizante.

Fuente abierta (*open source*): Sustancia radiactiva que carece de blindaje y puede dispersarse fácilmente al medio ambiente.

Fuente sellada (*sealed source*): Fuente cuya estructura es tal que impide, en condiciones normales de empleo, toda dispersión de material radiactivo al medio ambiente.

Generación de desechos (*waste arisings*): Desechos radiactivos generados en cualquier etapa del ciclo del combustible nuclear.

Grupo crítico (*critical group*): Para una fuente o grupo de fuentes determinadas, es el grupo de individuos del público cuya exposición es razonablemente homogénea y característica de los individuos que reciban la dosis más alta debida a la fuente.

Impacto radiológico (*radiological impact*): Cambio neto en la salud del hombre, en su bienestar o en el ecosistema; debido a la presencia de radiaciones ionizantes que implica toxicidad y riesgo sanitario.

Impermeabilidad (*impermeability*): Propiedad del medio (de un material) que impide la penetración de un efluente de un medio a otro.

Inmovilización de desechos (*immobilization of waste*): Conversión de los desechos en una forma sólida que reduce el potencial de migración o dispersión de los radionucleidos por procesos naturales durante el almacenamiento, transporte y evacuación.

Irradiación (*radiation*): Un individuo se somete a irradiación cuando su cuerpo o parte de él está sometido a las radiaciones ionizantes debido a una fuente ya sea abierta o sellada. La irradiación puede ser externa o interna.

Límite Anual de Incorporación (LAI): El valor menor recomendado de la incorporación de un radionucleído determinado durante un año en el hombre.

Límite de descarga: Máxima cantidad prefijada por la Autoridad Nacional de material radiactivo que puede evacuarse al ambiente.

Límite de dosis (*dose limit*): Máximas dosis equivalentes recomendadas por la Autoridad Nacional.

Límites aceptables (*acceptable limits*): Límites aceptables para el órgano reglamentador.

Lixiviación (*leaching*): Proceso de eliminación de los constituyentes solubles de una roca, sedimento, suelo, escombrera, etc., por las aguas de infiltración.

Lixiviado (*leached*): Nombre que se da a los constituyentes solubles sólidos tras haber sufrido el proceso de lixiviación.

Menú principal (*main menu*): El menú principal consiste en una lista de categorías generales que comprenden los grupos de ingreso de parámetros necesarios para el código. El Menú principal proporciona acceso a los sub-menús.

Migración de radionucleidos (*radionuclide migration*): El movimiento de radionucleidos a través de roca porosa y permeable por flujo de agua subterránea, impuesto por procesos de adsorción-desorción en la roca y superficies del mineral, y por difusión.

Nucleido o núclido (*nuclide*): Especie atómica caracterizada por su número másico, su número atómico y, cuando sea necesario, por su estado energético.

Percolación (*percolation*): Es el movimiento o redistribución de agua infiltrada a través de la zona insaturada.

Periodo de semidesintegración (*half-life*): Este término se refiere al intervalo de tiempo necesario para que un radionucleido determinado reduzca su actividad a la mitad.

Permeabilidad (*permeability*): Es la capacidad que tienen los sedimentos y las rocas de dejar pasar el agua. Es la medida de la velocidad con que se mueve el agua dentro de un acuífero, representando la facilidad del pasaje de un fluido a través del medio poroso.

Personal ocupacionalmente expuesto: Personas expuestas en razón de su ocupación.

Plan de emergencia (*emergency plan*): Conjunto de disposiciones destinadas a cumplirse en el evento de una emergencia radiológica para minimizar sus posibles consecuencias.

Porosidad (*porosity*): La relación, usualmente expresada como un porcentaje, del volumen de vacíos o poros dentro de un material y el volumen total del material, incluyendo los vacíos.

Protección radiológica (*radiological protection*): Conjunto de normas legales, métodos y medidas destinadas a prevenir o minimizar los riesgos que podrían derivarse de la exposición a las radiaciones ionizantes.

Radiación externa (*external radiation*): Radiación que recibe el organismo desde fuentes externas.

Radiación interna (*internal radiation*): Radiación que recibe el organismo desde fuentes situadas en su interior

Radiación ionizante (*ionizing radiation*): Radiación de naturaleza corpuscular y/o electromagnética (fotones de rayos X o de rayos gamma), que en su interacción con la materia produce ionización de la misma.

Radiactividad (*radioactivity*): Propiedad que presentan algunos nucleídos de desintegrarse espontáneamente. Proceso en que un átomo inestable trata de hacerse más estable emitiendo radiación.

Radioisótopo (*radioisotope*): Isótopo de elemento natural y/o artificial, que emite radiaciones ionizantes, además es sinónimo de radionucleído.

Radiólisis (*radiolysis*): Descomposición química por la acción de radiación ionizante.

Radiotoxicidad: Toxicidad atribuible a las radiaciones emitidas por una sustancia radiactiva en el organismo.

Región del campo cercano (*near field region*): El repositorio excavado incluidos los bultos de desechos, materiales de relleno y de sellado, y las partes de la roca hospedante cuyas características se han alterado o podrían alterarse a causa del repositorio o de su contenido.

Repositorio (*repository*): Instalación o emplazamiento subterráneo o superficial de galerías y cámaras designado para el almacenamiento o evacuación de desechos radiactivos.

Repositorio geológico (*geological repository*): Es un lugar de disposición de desechos, construido generalmente en rocas consolidadas, a una profundidad de varios cientos de metros o más, en una formación continental. Se utiliza fundamentalmente para los residuos de alta actividad.

Riesgo (*risk*): La probabilidad de que un individuo determinado experimente un efecto estocástico dado, como resultado de una exposición a la radiación. Es igual al producto de la probabilidad de exposición a una tasa de dosis anual determinada por la probabilidad de que se produzca un efecto sobre la salud debido a dicha dosis anual.

Sistema de evacuación (*disposal system*): Combinación de un medio geológico, un repositorio y bultos de desechos colocados dentro del repositorio, sin intención de recuperarlos.

Sistema multibarrera (*multibarrier system*): Sistema en el que se utilizan dos o más barreras independientes para aislar los desechos del medio humano. Entre las barreras pueden encontrarse la forma de los desechos, el contenedor (recipiente), otras barreras tecnológicas y el medio de la roca hospedante y su entorno.

Tasa de exposición (*exposure rate*): Velocidad de dosis equivalente expresada en Sv.h^{-1} ó rem.h^{-1} .

Término fuente (*source term*): Velocidad de emisión del radionucleído desde la instalación hacia la geósfera circundante. Es expresado en bequerelios por año y está prescrito usualmente para un periodo de 10^4 ó 10^5 años después del cierre de la instalación. El mecanismo básico responsable de la emisión es la transferencia de masa en un medio poroso, es decir, el residuo y sus alrededores, donde el agua del poro es el agente principal para la transferencia del radionucleído.

Terreno de enterramiento: Es un área del terreno que ha sido seleccionada para la disposición en superficie de residuos de baja y mediana actividad.

Valor ALARA: “El valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, habida cuenta de los factores económicos y sociales”. Un principio básico de protección radiológica tomado de las recomendaciones de la CIPR.

Verificación (*verification*): Un código de computadora se “verifica” cuando se comprueba que el modelo teórico del sistema real está adecuadamente representado por la solución matemática. Así pues, la verificación puede realizarse, por ejemplo, por comparación de códigos entre sí y por comparación de códigos numéricos con soluciones analíticas.

Vías de exposición (*exposure pathways*): Es el conjunto de medios a través del cual se trasladan los radionucleidos desde la fuente de emisión hasta el medio receptor.

Zona de aereación (*unsaturated zone*): Conocida también como “zona vadosa”; es aquella en la cual se verifica la infiltración de las precipitaciones atmosféricas.

Zona de saturación (*saturated zone*): Es aquella en la que todos los poros y fracturas disponibles en los sedimentos y las rocas se encuentran llenos de agua.

CAPÍTULO X

ANEXOS

- Anexo A: Radionucleidos
- Anexo B: Riesgo nuclear y principales accidentes en centrales nucleares
- Anexo C: Instalaciones de evacuación de desechos en diversos países
- Anexo D: Edificio de tratamiento y acondicionamiento de residuos
- Anexo E: Ingreso de datos a los códigos de cálculo
- Anexo F: Tablas de referencia
- Anexo G: Vistas fotográficas

ANEXO A

Tabla N° A.1. Radionucleidos y sus periodos de semidesintegración (T)

| ISÓTOPO | T (años) | ISÓTOPO | T (años) | ISÓTOPO | T (años) |
|---------|----------|---------|----------|---------|----------|
| Ac-227 | 2.18e+01 | Ce-147 | 1.78e-06 | Ge-68 | 7.86e-01 |
| Ac-228 | 7.00e-04 | Cf-252 | 2.64e+00 | H-3 | 1.23e+01 |
| Ag-105 | 1.13e-01 | Cl-32 | 9.42e-09 | Hf-175 | 1.92e-01 |
| Ag-108 | 4.59e-06 | Cl-36 | 3.01e+05 | Hf-181 | 1.16e-01 |
| Ag-108m | 1.30e+02 | Cl-38 | 7.08e-05 | Hg | 0.00e+00 |
| Ag-110 | 7.77e-07 | Cm-241 | 8.99e-02 | Hg-203 | 1.28e-01 |
| Ag-110m | 6.91e-01 | Cm-242 | 4.46e-01 | Ho-166 | 3.06e-03 |
| Al-26 | 7.30e+05 | Cm-243 | 2.85e+01 | I-121 | 2.42e-04 |
| Am-241 | 4.32e+02 | Cm-244 | 1.81e+01 | I-123 | 1.51e-03 |
| Am-242 | 1.83e-03 | Cm-248 | 3.39e+05 | I-124 | 1.14e-02 |
| Am-243 | 7.38e+03 | Co-56 | 2.15e-01 | I-125 | 1.64e-01 |
| Am-244 | 1.15e-03 | Co-57 | 7.43e-01 | I-126 | 3.56e-02 |
| Am-247 | 4.19e-05 | Co-58 | 1.94e-01 | I-128 | 4.76e-05 |
| As-73 | 2.20e-01 | Co-59 | 0.00e+00 | I-129 | 1.59e+07 |
| As-76 | 3.00e-03 | Co-60 | 5.27e+00 | I-131 | 2.20e-02 |
| Au-193 | 2.01e-03 | Cr | 0.00e+00 | I-132 | 2.61e-04 |
| Au-195 | 5.04e-01 | Cr-51 | 7.59e-02 | I-133 | 2.37e-03 |
| Au-198 | 7.39e-03 | Cr-56 | 1.12e-05 | I-134 | 1.00e-04 |
| Ba | 0.00e+00 | Cr-57 | 6.66e-07 | I-135 | 7.52e-04 |
| Ba-131 | 3.21e-02 | Cs-127 | 7.08e-04 | I-137 | 7.77e-07 |
| Ba-133 | 1.07e+01 | Cs-131 | 2.66e-02 | In-111 | 7.75e-03 |
| Ba-137 | 0.00e+00 | Cs-133 | 0.00e+00 | In-113 | 0.00e+00 |
| Ba-137m | 4.86e-06 | Cs-134 | 2.06e+00 | In-113m | 1.89e-04 |
| Ba-140 | 3.50e-02 | Cs-135 | 2.30e+06 | In-114 | 2.28e-06 |
| Be | 0.00e+00 | Cs-136 | 3.59e-02 | In-114m | 1.36e-01 |
| Be-7 | 1.46e-01 | Cs-137 | 3.02e+01 | Ir-192 | 2.03e-01 |
| Bi-204 | 1.29e-03 | Cs-138 | 6.13e-05 | K-40 | 1.28e+09 |
| Bi-205 | 4.20e-02 | Cs-139 | 1.79e-05 | K-42 | 1.41e-03 |
| Bi-206 | 1.71e-02 | Cs-141 | 7.96e-07 | Kr-85 | 1.07e+01 |
| Bi-207 | 3.80e+01 | Cs-144 | 3.17e-08 | La-140 | 4.59e-03 |
| Bi-210 | 1.37e-02 | Cu-64 | 1.45e-03 | La-141 | 4.49e-04 |
| Bi-214 | 3.77e-05 | Cu-67 | 7.04e-03 | Mn-51 | 8.79e-05 |
| Br-82 | 4.03e-03 | Dy-159 | 3.95e-01 | Mn-54 | 8.56e-01 |
| Br-85 | 5.46e-06 | Dy-165 | 2.66e-04 | Mn-57 | 3.03e-06 |
| C-14 | 5.73e+03 | Eu-151 | 0.00e+00 | Mo-93 | 3.50e+03 |
| C-15 | 7.77e-08 | Eu-152 | 1.34e+01 | Mo-99 | 7.54e-03 |
| Ca-45 | 4.46e-01 | Eu-153 | 0.00e+00 | Na-20 | 1.41e-08 |
| Ca-47 | 1.24e-02 | Eu-154 | 8.20e+00 | Na-22 | 2.60e+00 |
| Cd | 0.00e+00 | Eu-155 | 4.76e+00 | Na-24 | 1.72e-03 |
| Cd-107 | 7.42e-04 | Eu-157 | 1.73e-03 | Nb-88 | 2.72e-05 |
| Cd-109 | 1.24e+00 | F | 0.00e+00 | Nb-93 | 0.00e+00 |
| Cd-113 | 9.00e+15 | Fe-53 | 1.62e-05 | Nb-93m | 1.36e+01 |
| Cd-113m | 1.46e+01 | Fe-55 | 2.70e+00 | Nb-94 | 2.00e+04 |
| Cd-115 | 6.11e-03 | Fe-57 | 0.00e+00 | Nb-95 | 9.59e-02 |
| Ce-134 | 8.33e-03 | Fe-59 | 1.22e-01 | Nb-96 | 2.67e-03 |
| Ce-137 | 1.03e-03 | Ga-67 | 8.94e-03 | Nb-97 | 1.40e-04 |
| Ce-139 | 3.77e-01 | Ga-68 | 1.30e-04 | Nd-144 | 2.15e+15 |
| Ce-141 | 8.90e-02 | Gd-148 | 9.30e+01 | Nd-147 | 3.01e-03 |
| Ce-143 | 3.77e-03 | Gd-153 | 6.62e-01 | Ni | 0.00e+00 |
| Ce-144 | 7.79e-01 | Gd-159 | 2.12e-03 | | |

Tabla N° A.1. Radionucleidos . . . (continuación)

| ISÓTOPO | T (años) | ISÓTOPO | T (años) | ISÓTOPO | T (años) |
|---------|----------|---------|----------|---------|----------|
| Ni-59 | 8.00e+04 | Rh-105 | 4.05e-03 | Te-132 | 8.90e-03 |
| Ni-61 | 0.00e+00 | Rh-106 | 9.48e-07 | Th-227 | 5.13e-02 |
| Ni-63 | 1.00e+02 | Ru-103 | 1.08e-01 | Th-228 | 1.91e+00 |
| Ni-65 | 2.88e-04 | Ru-104 | 0.00e+00 | Th-229 | 7.34e+03 |
| Np-237 | 2.14e+06 | Ru-105 | 5.07e-04 | Th-230 | 7.70e+04 |
| Np-239 | 6.44e-03 | Ru-106 | 1.01e+00 | Th-232 | 1.40e+10 |
| Os-191 | 4.19e-02 | S-35 | 2.39e-01 | Th-235 | 1.31e-05 |
| P-32 | 3.91e-02 | Sb | 0.00e+00 | Th-nat | 1.40e+10 |
| P-33 | 6.93e-02 | Sb-122 | 7.45e-03 | Tl | 0.00e+00 |
| Pa-231 | 3.28e+04 | Sb-124 | 1.65e-01 | Tl-201 | 8.33e-03 |
| Pa-233 | 7.40e-02 | Sb-125 | 2.73e+00 | Tl-202 | 3.35e-02 |
| Pa-234 | 7.65e-04 | Sb-126 | 3.40e-02 | Tl-204 | 3.77e+00 |
| Pb | 0.00e+00 | Sc-41 | 1.90e-08 | Tl-208 | 5.81e-06 |
| Pb-203 | 5.95e-03 | Sc-46 | 2.30e-01 | Tl-210 | 2.47e-06 |
| Pb-206 | 0.00e+00 | Sc-47 | 9.34e-03 | Tm-170 | 3.53e-01 |
| Pb-210 | 2.23e+01 | Sc-50 | 3.25e-06 | Tm-171 | 1.92e+00 |
| Pb-212 | 1.22e-03 | Se | 0.00e+00 | U-232 | 7.20e+01 |
| Pb-214 | 5.10e-05 | Se-75 | 3.29e-01 | U-233 | 1.59e+05 |
| Pm-143 | 7.26e-01 | Si-32 | 2.80e+02 | U-234 | 2.44e+05 |
| Pm-145 | 1.77e+01 | Sm-145 | 9.32e-01 | U-235 | 7.04e+08 |
| Pm-147 | 2.62e+00 | Sm-151 | 9.30e+01 | U-236 | 2.34e+07 |
| Po-208 | 2.90e+00 | Sm-153 | 5.33e-03 | U-237 | 1.85e-02 |
| Po-209 | 1.02e+02 | Sn-111 | 6.72e-05 | U-238 | 4.47e+09 |
| Po-210 | 3.79e-01 | Sn-113 | 3.15e-01 | U-239 | 4.47e-05 |
| Po-218 | 5.80e-06 | Sn-117m | 3.84e-02 | U-dep | 4.47e+09 |
| Pr-143 | 3.72e-02 | Sn-119m | 8.03e-01 | U-nat | 4.47e+09 |
| Pr-144 | 3.29e-05 | Sn-125 | 2.64e-02 | V-48 | 4.38e-02 |
| Pr-147 | 2.59e-05 | Sn-131 | 1.59e-06 | W-178 | 5.89e-02 |
| Pt-193 | 5.00e+01 | Sr-81 | 4.95e-05 | W-181 | 3.32e-01 |
| Pt-195m | 1.10e-02 | Sr-85 | 1.79e-01 | W-185 | 2.06e-01 |
| Pu-234 | 1.01e-03 | Sr-86 | 0.00e+00 | W-187 | 2.73e-03 |
| Pu-236 | 2.85e+00 | Sr-89 | 1.38e-01 | W-188 | 1.90e-01 |
| Pu-238 | 8.77e+01 | Sr-90 | 2.90e+01 | Xe-127 | 9.98e-02 |
| Pu-239 | 2.41e+04 | Sr-91 | 1.09e-03 | Xe-131m | 3.27e-02 |
| Pu-240 | 6.54e+03 | Sr-92 | 3.09e-04 | Xe-133 | 1.44e-02 |
| Pu-241 | 1.47e+01 | Sr-95 | 8.25e-07 | Xe-133m | 6.00e-03 |
| Pu-242 | 3.76e+05 | Ta-179 | 1.82e+00 | Xe-135 | 1.04e-03 |
| Ra-224 | 1.00e-02 | Ta-181 | 0.00e+00 | Y-88 | 2.92e-01 |
| Ra-225 | 4.06e-02 | Ta-182 | 3.15e-01 | Y-90 | 7.31e-03 |
| Ra-226 | 1.60e+03 | Tb-157 | 1.50e+02 | Y-91 | 1.61e-01 |
| Ra-228 | 5.75e+00 | Tb-158 | 1.50e+02 | Yb-169 | 8.77e-02 |
| Rb-83 | 2.36e-01 | Tb-160 | 1.98e-01 | Zn-63 | 7.25e-05 |
| Rb-86 | 5.11e-02 | Tc-99 | 2.13e+05 | Zn-65 | 6.68e-01 |
| Rb-88 | 3.37e-05 | Tc-99m | 6.87e-04 | Zr-85 | 1.50e-05 |
| Rb-95 | 1.21e-08 | Te-123 | 1.20e+13 | Zr-88 | 2.29e-01 |
| Re-184 | 1.04e-01 | Te-123m | 3.28e-01 | Zr-89 | 8.96e-03 |
| Re-187 | 5.00e+10 | Te-125 | 0.00e+00 | Zr-90m | 2.54e-08 |
| Rh-101 | 3.00e+00 | Te-125m | 1.59e-01 | Zr-95 | 1.75e-01 |
| Rh-102 | 5.67e-01 | Te-127m | 2.99e-01 | Zr-97 | 1.92e-03 |
| Rh-103 | 0.00e+00 | Te-129m | 9.15e-02 | | |

ANEXO B

B.1. RIESGO NUCLEAR

El origen del riesgo en las centrales nucleares se encuentra en la presencia y posible escape de las radiaciones y de los productos radiactivos producidos en el núcleo del reactor nuclear.

Por este motivo, la seguridad nuclear consiste en diseñar, construir y operar las centrales nucleares para obtener de forma segura la producción de energía eléctrica, sin que ello suponga un riesgo superior al tolerable para la población y para los trabajadores de la central.

Los riesgos nucleares son extraordinariamente bajos. El riesgo es tan bajo, porque la probabilidad de producirse un accidente es muy baja, así como el daño que produciría. A pesar de los dos accidentes más relevantes, Three Mile Island (TMI) y Chernobil, la probabilidad es baja, así como los daños ocasionados por dichos accidentes.

Para que tenga lugar una explosión nuclear usando combustible de uranio es necesario que exista una elevada concentración del isótopo U-235, superior al 90%. En las centrales nucleares la concentración en dicho isótopo es inferior al 3%, por tanto es imposible que pueda producirse una explosión nuclear en ellas.

Además, en un explosivo nuclear no se incorporan elementos que permitan controlar el flujo de neutrones, mientras que en los reactores nucleares la presencia de los elementos de control hace que la reacción pueda estar siempre controlada y por tanto nunca se pueda producir un aumento incontrolado del número de neutrones.

B.2. PRINCIPALES ACCIDENTES EN CENTRALES NUCLEARES

Central Nuclear de Three Mile Island (Harrisburg)

La central nuclear Three Mile Island está situada a tan sólo 16 Km de la ciudad de Harrisburg (Pensilvania), que tenía una población de unos 70000 habitantes.

El accidente se produjo el día 28 de marzo de 1979 en la unidad 2 (TMI-2), que llevaba un año de funcionamiento. El reactor es del tipo de agua a presión.

La causa inicial fue la obstrucción de una tubería del circuito de depuración del condensado, debido a un exceso de aglomeración de las resinas empleadas en dicho sistema. Este hecho, que en sí no tiene una gran importancia, en TMI-2 desencadenó una serie de sucesos, con fallas, errores y otras circunstancias. Parece que la principal de las causas fue el incumplimiento del reglamento del funcionamiento de la central, al mantener inadvertidamente cerradas dos válvulas de aislamiento del sistema de alimentación de emergencia, después de una inspección. Posteriormente se produjeron errores en la interpretación de los sucesos, lo que dio lugar a decisiones equivocadas.

El resultado final del accidente produjo un daño importante al núcleo del reactor, y una emisión de productos radiactivos al exterior ligeramente superior a la autorizada.

Los efectos radiológicos sobre la población cercana a la central fueron sin embargo muy bajos. Según las estimaciones realizadas por un grupo de técnicos de la Comisión de Regulación Nuclear (NRC), del Departamento de las Salud, Educación y Bienestar y de la Agencia de Protección Ambiental, se observó una dosis equivalente colectiva hasta el día 7 de abril de 3300 personas-rem, lo cual representa un incremento del 1.5 por 100 en la dosis equivalente anual recibida en la zona debida a la radiación natural, que es de unos 100 mrem en dicha zona. La conclusión del informe fue que la dosis equivalente recibida por la población

representaba un riesgo mínimo de producción de efectos estocásticos en dicha población.

El accidente de TMI-2 puso de manifiesto que el concepto de seguridad a ultranza había funcionado correctamente y que para que el accidente ocurriera fue necesario que se provocara una cadena de sucesos desfavorables. Por este motivo se han sacado importantes conclusiones para mejorar la seguridad de las centrales, definiéndose medidas correctoras que los distintos países han ido incluyendo dentro de sus centrales, y sobre todo las medidas se han extendido a la formación y entrenamiento del personal operador de las centrales, los cuales en este caso tuvieron una actuación destacada en la evolución del accidente.

Chernobil

La central nuclear de Chernobil consta de cuatro unidades de 1000 Mwe cada una, equipadas con un reactor del tipo RBMK, que es de tipo heterogéneo con moderador de grafito, refrigerado por agua en ebullición, que circula a través de un canal en el que se encuentra el combustible.

Los reactores RBMK no disponen de edificio de contención, en el sentido que se tienen de él en las centrales occidentales, sobre todo las PWR y BWR. La parte superior del edificio del reactor es un cierre convencional sobre las paredes de hormigón, y por lo tanto no tiene carácter de cuarta barrera de seguridad.

Además de esta característica, este tipo de reactores carece del concepto de seguridad intrínseca, ya que se da la circunstancia de que el coeficiente de reactividad por aumento de la temperatura en el grafito es positivo, y también es positivo el coeficiente de huecos del refrigerante. Por tanto en algún punto de la operación se produce una situación inestable.

El accidente se produjo cuando al realizar un experimento de tipo convencional, en el que se pretendía demostrar que la energía eléctrica producida por el alternador a partir de la inercia de la turbina sin vapor podría usarse para

alimentar ciertos componentes del sistema de refrigeración de emergencia, hasta que estuvieran disponibles los generadores de emergencia.

En el experimento se violaron las normas de funcionamiento, llevando al reactor a situaciones en las que el margen de seguridad se redujo a límites inaceptables, por las características intrínsecas del reactor.

La descripción oficial del accidente indica que ocurrió la noche del 25 al 26 de abril de 1986 provocado por un transitorio de potencia, al aumentar la reactividad como consecuencia de la ebullición del agua. Al acumularse una energía en el combustible del orden de 300 cal/g, se produjo una disgregación del combustible seguida de dos explosiones. La violencia de la energía desprendida provocó la elevación de la losa soporte del reactor, rompiendo la cavidad del reactor, haciendo por tanto inoperativo el recinto de contención.

La entrada de aire facilitó la combustión del grafito; y también el contacto con el exterior provocó la liberación de productos radiactivos, alcanzándose niveles de varios millones de curios al día.

Otros accidentes en centrales nucleares

A lo largo de todo el período en que llevan funcionando las centrales nucleares comerciales se ha producido averías que en ningún caso han producido daños significativos al medio ambiente, excepto en el caso del reactor de Chernobil. Además de los citados accidentes del reactor de Three Mile Island, y Chernobil, los únicos accidentes ocurridos en reactores comerciales han tenido lugar en las siguientes instalaciones:

- En la central de Saint Laurent des Eaux I (Francia) en 1969, se fundieron 5 elementos combustibles dentro de un canal de combustible, lo que obligó a pararla y repararla, pero sin que hubiera liberación de productos radiactivos al exterior.
- En la central de Dresden II (Estados Unidos), en 1970 se pararon la turbina y el reactor, por una señal errónea, lo cual provocó una serie de sucesos que

ocasionaron un aumento de la presión, y una liberación de agua radiactiva al interior de la contención. Este incidente obligó a que la central estuviera fuera de servicio durante un largo período.

- En la central de Browns Ferry I (Estados Unidos) en 1975 se produjo un grave incendio de cables eléctricos, que afectó a numerosos equipos, pero que no impidió que el reactor fuera llevado a parada segura.
- En la central de Surry I (Estados Unidos) en 1972 se produjo un escape de vapor, que produjo la muerte por quemaduras de dos obreros. Un accidente similar se produjo en la central de Gundremmingen I (Alemania) en 1975.
- En la central de Vandellós I (Tarragona), y con un reactor de tipo grafito-gas, se produjo, en 1989, un accidente que se inició por un incendio en un edificio de la central que se originó como consecuencia de la rotura de tuberías de engrase, lo que produjo un vertido importante de aceite en muy poco tiempo. A continuación se produjo una serie sucesiva de fallas de sistemas. Pese a esto, se consiguió llevar la central a la situación de parada segura, sin alcanzar en los elementos combustibles temperaturas cercanas a la de fusión de vainas. En ningún momento se produjo contaminación de zonas ni de personas involucradas en las labores de recuperación de la central, ni vertidos radiactivos al exterior.

ANEXO C

Tabla N° C.1

**SITUACIÓN DE LAS INSTALACIONES DE EVACUACIÓN
DE DESECHOS DE ACTIVIDAD BAJA E INTERMEDIA
EN DIVERSOS PAÍSES EN 1996**

Abreviaturas:

ISCS = Instalación simple cerca de la superficie

CS = Cavidad subterránea

ITCS = Instalación técnica cerca de la superficie

RG = Repositorio geológico

IS/ITCS = ISCS e ITCS

| País | Repositorio | Concepto del repositorio |
|---|-------------|--------------------------|
| En proceso de selección de emplazamiento | | |
| Australia | | ITCS |
| Bélgica | | ITCS |
| Brasil | | ITCS |
| Bulgaria | | ITCS |
| Canadá (LLW histórico) | | - |
| China (oriental) | | - |
| Sudoccidental | | - |
| Corea, República de | | - |
| Croacia | | - |
| Cuba | | CS |
| Ecuador | | ITCS |
| Eslovenia | | - |
| Estados Unidos (Connecticut) | | - |
| (Estado de Nueva York) | | ITCS |
| (Illinois) | | ITCS |
| (Massachusetts) | | - |
| (Michigan) | | ITCS |
| (Ohio) | | ITCS |
| (Nueva Jersey) | | - |
| (Pensilvania) | | ITCS |
| Hungría | | - |
| Indonesia | | ITCS |
| Pakistán | | - |
| Reino Unido | | RG |
| Turquía | | ITCS |

| | | |
|--|---|---------|
| Emplazamiento seleccionado | | |
| China | Bahía de Guangdong Daya | ITCS |
| Chipre | Granja Ari | ISCS |
| Egipto | Inshas | ITCS |
| México | Laguna Verde | ITCS |
| Perú | Racso | ITCS |
| Rumania | Cemavoda | ITCS |
| Suiza | Wellenverg | CS |
| En proceso de concesión de Licencia | | |
| Alemania | Konrad | RG |
| Canadá | Chalk River | ITCS |
| Estados Unidos | Ward valley, Callifornia | ITCS |
| | Condado de Boyd, Nebraska | ITCS |
| | Condado de Wake, Carolina del Norte | ITCS |
| | Rancho Fackin, Texas | ITCS |
| Noruega | Himdalen | CS |
| República Eslovaca | Mohovce | ITCS |
| En construcción | | |
| China | Gobi, Gansa | ITCS |
| Finlandia | Loviisa | CS |
| En funcionamiento | | |
| Alemania | Morsleben(1981-) | RG |
| Argentina | Ezeiza (1970-) | ITCS |
| Azerbaiyán | Bakú (decenio de 1960-) | ITCS |
| Australia | Mt. Walton East (1992-) | ITCS |
| Belarús | Ekores, reg. De Minks (1964-) | ITCS |
| Brasil | Abadia de Goias (1996-) | ITCS |
| Finlandia | Olkilouto (1992-) | CS |
| Francia | Centre de l'Aube (1992-) | ITCS |
| Georgia | Tbilisi (decenio de 1960-) | ITCS |
| España | El Cabril (1992-) | ITCS |
| Estados Unidos | RWMC, INEEL (1952-) | IS/ITCS |
| | SWSA 6 ORNL (1973-) | IS/ITCS |
| | Zona de Evacuación G LANL (1957-) | ISCS |
| | Bamwel, Carolina del Sur (1971-) | ISCS |
| | 200 East Area Burial Ground, Hanford (decenio de 1940-) | ISCS |
| | 200 west Area Burial Ground, Hanford (1996-) | ISCS |
| | Richland washington (1965-) | ISCS |
| | Emplazamiento de la central de Savannah river (1953-) | ISCS |
| Hungría | RHFT Puspokszilagy (1976-) | ITCS |
| India | Trombay (1954-) | IS/ITCS |

| | | |
|--------------------|-------------------------------------|---------|
| | Tarapur (1968-) | ITCS |
| | Rajasthan (1972-) | ITCS |
| | Kalpakkam (1974-) | ITCS |
| | Narora (1991-) | ITCS |
| | Kakrapar (1993-) | ITCS |
| Irán | Desierto de Kavir Ghom (1984-) | ISCS |
| Israel | Desierto de Negev | ISCS |
| Japón | Rokkasho (1992-) | ITCS |
| Kazajstán | Almaty | ITCS |
| | Kurchatov (1996-) | ITCS |
| | Ulba (1996-) | ITCS |
| Kirguistán | Tschuj (1965-) | ITCS |
| Letonia | Baldone (1961-) | ITCS |
| México | Maquixco (1972-) | ISCS |
| Moldova | Kishinev (1960-) | ITCS |
| Paquistán | Kanupp (1971-) | ISCS |
| | PINSTECH (1969-) | ISCS |
| Polonia | Rozan (1961-) | ITCS |
| Reino Unido | Dounreay (1957-) | ISCS |
| | Drigg (1959-) | IS/ITCS |
| República Checa | Richard II (1964-) | CS |
| | Bratrstvi (1974-) | CS |
| | Dukovany (1994-) | ITCS |
| Rumania | Baita-Bihor (1985-) | RG |
| Rusia ² | Sergiev Posad reg. De Moscú (1961-) | ITCS |
| | Sosnovyi Bor, reg. De Leningrado | ITCS |
| | Kasán Ratarstán | ITCS |
| | Volgogrado | ITCS |
| | Nijnyi Novgorod | ITCS |
| | Irkutsk | ITCS |
| | Samara | ITCS |
| | Novosibirsk | ITCS |
| | Rostov | ITCS |
| | Saratov | ITCS |
| | Ekaterinburg | ITCS |
| | Ufa Bashkortostán | ITCS |
| | Cheliabinsk | ITCS |
| | Habarovsk | ITCS |
| Sudáfrica | Pelindaba (1969-) | ISCS |
| | Vaalputs (1986-) | ISCS |
| Suecia | SFR (1988-) | CS |
| | Oskarshamn NPP (1986-) | ISCS |
| | Studsvik (1982-) | ISCS |
| | Forsmark NPP (1988-) | ISCS |
| | Ringhals NPP (1993-) | ISCS |
| Ucrania | Centro de Dneproptrovsk | ITCS |
| | Centro de L'vov | ITCS |
| Ucrania (cont.) | Centro de Odessa | ITCS |

| | | |
|--|---|--|
| Uzbekistán | Centro de Kharkov | ITCS |
| Viet Nam | Centro de Donetsk Tashkent (decenio de 1960-) Dalat (1986-) | ITCS ITCS ITCS |
| Cese de funcionamiento o en proceso de cierre | | |
| Alemania | Asse (1967-1978) | RG |
| Armenia | Erevan | ITCS |
| Bulgaria | Novi han (1964-1994) | ITCS |
| Estonia | Tammiku (a. Saku 1964-1996) | ITCS |
| Federación de Rusia ² | Murmask | ITCS |
| Groznyi | Chechenia | ITCS |
| Francia | Centre de la Manche (1969-1994) | ITCS |
| Tajikistán | Beshkek | ITCS |
| Ucrania | Centro de Kiev (-1992) | ITCS |
| Cerrados | | |
| Estados Unidos | Beatty, nevada (1962-1992) Maxey-Flats, Kentucky (1963-1978) ORNL_ SWSA1 (1944-1946) ORNL SWSA (1944-1946) Sheffield, Illinois (1967-1978) West Valley, Nueva York (1963-1975) | ITCS ISCS ISCS ISCS ISCS ISCS |
| Hungría | Solymer (1960-1976) ³ | ITCS |
| Japón | JAERI Tokai (1995-1996) | ISCS |
| Lituania | Maishiogala (Decenio de 1970-1989) | ITCS |
| México | La Piedrera (1983-1984) | ITCS |
| Noruega | Kjeller (1970-1970) ⁴ | ITCS |
| República Checa | Hostín (1953-1965) | CS |

Notas:

- (1) Se construyeron 77 repositorios para evacuar los desechos generados por el accidente de Chernovil.
- (2) Los repositorios de la Federación de Rusia comenzaron a funcionar entre 1961 y 1967.
- (3) Los desechos se trasladaron a otro repositorio (de Solymer a RHFT Puspokszilagy, y de ORNL SWASA-1 a ORNL SWSA-2, respectivamente).
- (4) Los desechos se trasladarán a un nuevo repositorio (Himdalen) cuando se construya éste.

ANEXO D

EDIFICIO DE TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS

ESQUEMA N° D.1



ESQUEMA N° D.2



ANEXO E

INGRESO DE DATOS A LOS CÓDIGOS DE CÁLCULO

Tabla N° E.1. Marco de Entrada del Código DUST-MS

| | | | | | |
|---|--|-----------|-----------|-----------|-------------|
| Data Set 1: General Parameters | | | | | |
| REPOSITORIO - Corrida 208 - P.G.R.R. - I.P.E.N. | | | | | |
| NISO IACT | 9 | 2 | | | |
| NNP ITRANS | 39 | 1 | | | |
| RN Prop | C-14 | 5.730e+03 | 1.000e+01 | 1.400e+01 | |
| RN Prop | FE-55 | 2.735e+00 | 1.000e+01 | 5.500e+01 | |
| RN Prop | CO-60 | 5.271e+00 | 1.000e+01 | 5.900e+01 | |
| RN Prop | SR-90 | 2.815e+01 | 1.000e+01 | 8.990e+01 | |
| RN Prop | CS-137 | 3.020e+01 | 1.000e+01 | 1.370e+02 | |
| RN Prop | RA-226 | 1.600e+03 | 1.000e+01 | 2.261e+02 | |
| RN Prop | AM-241 | 4.327e+02 | 1.000e+01 | 2.410e+02 | |
| RN Prop | PB-210 | 2.230e+01 | 1.000e+01 | 2.100e+02 | |
| RN Prop | PO-210 | 3.791e-01 | 1.000e+01 | 2.100e+02 | |
| Decay Chn | 1 | | | | |
| Length | 3 | | | | |
| Members | 6 | 8 | 9 | | |
| Frac Decay | 1.000E+00 | 1.000E+00 | | | |
| Data Set 2: Time Parameters | | | | | |
| NTI DTCHG | 60 | 1 | | | |
| TIME STEP | 5.000e+00 | 0.000e+00 | 1.188e+02 | 3.000e+02 | |
| TIME DTCHG | 0.000e+00 | | | | |
| Data Set 3: Material Parameters | | | | | |
| NMAT NCM | 2 | 12 | | | |
| | K-d | DENSITY | DISP. | DIFFUSION | |
| C-14 | 2.000E+03 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| C-14 | 5.000E+06 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| FE-55 | 1.000E+06 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| FE-55 | 1.000E+05 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| CO-60 | 1.000E+06 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| CO-60 | 1.000E+05 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| SR-90 | 3.000E+04 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| SR-90 | 3.000E+03 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| CS-137 | 1.000E+05 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| CS-137 | 2.000E+03 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| RA-226 | 1.000E+05 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| RA-226 | 2.000E+03 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| AM-241 | 5.000E+04 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| AM-241 | 5.000E+03 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| PB-210 | 3.000E+05 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| PB-210 | 2.000E+03 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| PO-210 | 1.000E+05 | 1.820E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #1 |
| PO-210 | 1.000E+03 | 1.600E+03 | 1.730E+03 | 5.000E-04 | Material #2 |
| Matl chng | 1 | 5 | 1 | 2 | 0 |
| Matl chng | 33 | 7 | 1 | 2 | 0 |
| | 0 | | | | |
| Data Set 4: Output Control Parameters | | | | | |
| Print Control Parameters for each time step (NTI) | | | | | |
| | 0000100001000010000300001000010000100003000010000100003000010000100003 | | | | |
| Trace var | 4 | 4 | 1 | | |
| Con Tr Loc | 10 | 20 | 30 | 39 | |
| FX Tr Loc | 10 | 20 | 30 | 39 | |
| CONTINÚA | | | | | |

| Data Set 5: Facility Coordinate Data | | | | | | | |
|---|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|--------|
| Area | 2.025E+06 | | | | | | |
| Delta-X | 1 | 3 | 1 | 0.000E+00 | 1.000E+01 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 4 | 1 | 1 | 3.000E+01 | 6.000E+00 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 5 | 1 | 1 | 3.600E+01 | 8.000E+00 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 6 | 1 | 1 | 4.400E+01 | 6.000E+00 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 7 | 24 | 1 | 5.000E+01 | 1.000E+01 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 31 | 1 | 1 | 2.900E+02 | 6.000E+00 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 32 | 1 | 1 | 2.960E+02 | 8.000E+00 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 33 | 1 | 1 | 3.040E+02 | 6.000E+00 | 0.000E+00 | |
| Delta-X | 34 | 6 | 1 | 3.100E+02 | 9.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | 0 | 0 | 0 | | 0 | 0 | 0 |
| Data Set 6: Initial and Boundary Conditions | | | | | | | |
| C-14 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| FE-55 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| CO-60 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| SR-90 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| CS-137 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| RA-226 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| AM-241 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| PB-210 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| PO-210 | INV | 1 | 39 | 1 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | |
| | | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| BC FLAGS | | 1 | 1 | 2 | 0 | | C-14 |
| TIME TOP | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| BC FLAGS | | 1 | 1 | 2 | 0 | | FE-55 |
| TIME TOP | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| BC FLAGS | | 1 | 1 | 2 | 0 | | CO-60 |
| TIME TOP | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| BC FLAGS | | 1 | 1 | 2 | 0 | | SR-90 |
| TIME TOP | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| BC FLAGS | | 1 | 1 | 2 | 0 | | CS-137 |
| TIME TOP | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |

CONTINÚA

| | | | | | | |
|----------|-----------|-----------|---|---|--|--------|
| BC FLAGS | 1 | 1 | 2 | 0 | | RA-226 |
| TIME TOP | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |

| | | | | | | |
|----------|-----------|-----------|---|---|--|--------|
| BC FLAGS | 1 | 1 | 2 | 0 | | AM-241 |
| TIME TOP | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |

| | | | | | | |
|----------|-----------|-----------|---|---|--|--------|
| BC FLAGS | 1 | 1 | 2 | 0 | | PB-210 |
| TIME TOP | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |

| | | | | | | |
|----------|-----------|-----------|---|---|--|--------|
| BC FLAGS | 1 | 1 | 2 | 0 | | PO-210 |
| TIME TOP | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| TIME BOT | 0.000E+00 | 3.000E+02 | | | | |
| VALUE | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |

Data Set 7: Water Flow Parameters

| | | | | | | | | | |
|----------|-----------|-----------|---|-----------|-----------|---|---|---|---|
| Vel Pts | 2 | | | | | | | | |
| TIME | 0.000e+00 | 3.000e+02 | | | | | | | |
| VALUE | 4.150e-08 | 4.150e-08 | | | | | | | |
| MST CONT | 1 | 5 | 1 | 3.100E-01 | 0.000E+00 | | | | |
| MST CONT | 6 | 27 | 1 | 2.500E-01 | 0.000E+00 | | | | |
| MST CONT | 33 | 7 | 1 | 3.100E-01 | 0.000E+00 | | | | |
| | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |

Data Set 8: Container Parameters

| | | | | | | | | | | | |
|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|----|
| NCON TYPE | 18 | 1 | | | | | | | | | |
| TIME FAIL | 0.000e+00 | |
| TIME FAIL | 0.000e+00 | |
| TIME FAIL | 0.000e+00 | |
| FAIL FLAG | 0 | | | | | | | | | | |
| Con Loc | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 21 | 22 |
| Con Loc | 23 | 24 | 25 | 26 | 27 | 28 | 29 | | | | |

Data Set 9: Wasteform Leaching Parameters

| | | | | | | | | | |
|------------------|-----------|------------|-----------|-----------|------------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| WF Type | 1 | | | | | | | | |
| WASTE FORM: FLAG | RADIUS | HALF WIDTH | VOLUME | | | | | | |
| Shape-Size | 1 | 2.900E+01 | 0.000E+00 | 4.650E+05 | WF type #1 | | | | |
| RLSE DATA: | SURF FRCT | DIFF FRCT | PART CO. | DIFF CO. | FR RLSRATE | | | | |
| C-14 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| FE-55 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| CO-60 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| SR-90 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| CS-137 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| RA-226 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| AM-241 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| PB-210 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| PO-210 | 4.000E-01 | 3.000E-01 | 0.000E+00 | 5.000E-07 | 1.000E+00 | | | | |
| C-14 | INV | 2.274E+04 | 2.274E+04 | 2.274E+04 | 2.274E+04 | 2.274E+04 | 2.274E+04 | 2.274E+04 | 2.274E+04 |
| | | 2.274E+04 | | | | | | | |

CONTINUA

| | | | | | | | |
|--------|-----|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| PB-210 | INV | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | | | | | |
| PB-210 | INV | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| PB-210 | INV | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| PO-210 | INV | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | | | | | |
| PO-210 | INV | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | | | | |
| PO-210 | INV | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |
| | | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 | 0.000E+00 |

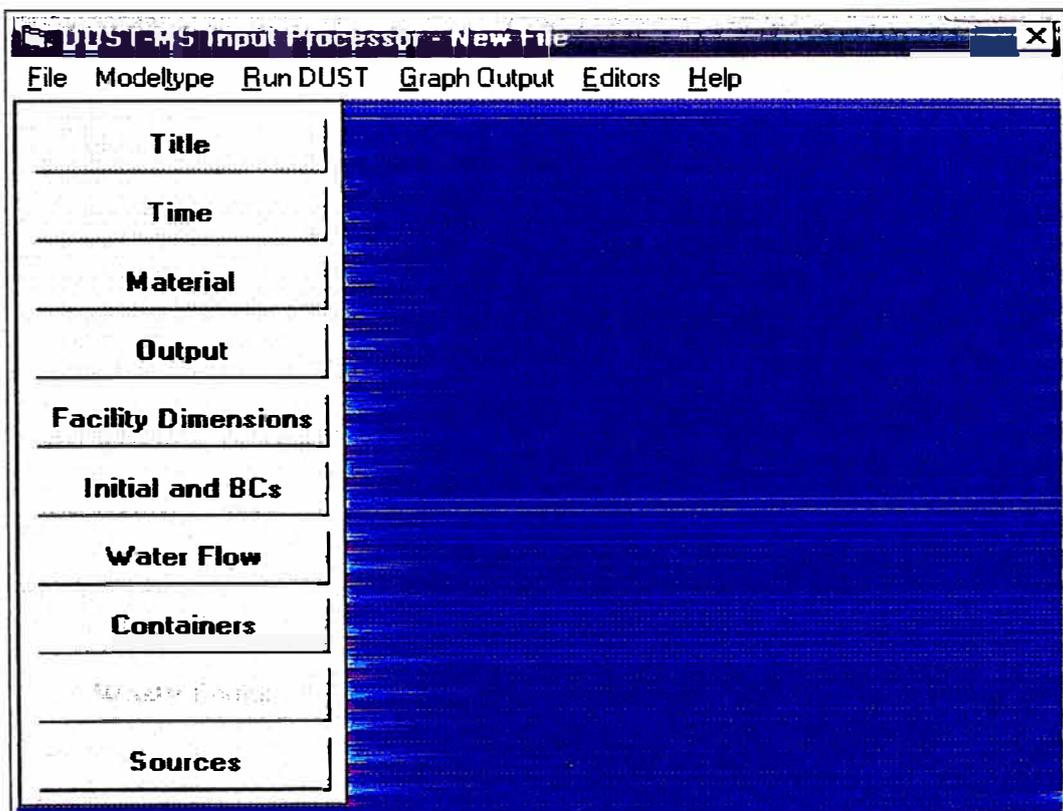
Data Set 10: External Sources (F.D. model only)

| | | | | |
|--------|-----|---|---|---|
| C-14 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| FE-55 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| CO-60 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| SR-90 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| CS-137 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| RA-226 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| AM-241 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| PB-210 | SRC | 0 | 1 | 2 |
| PO-210 | SRC | 0 | 1 | 2 |

FIN DE LA TABLA

SECUENCIA DE VENTANAS DE INGRESO DE DATOS PARA EL CÓDIGO DUSTIN

Aquí se muestran, en forma consecutiva, las ventanas que aparecen en pantalla cuando se ejecuta el pre-procesador DUSTIN, para el ingreso de datos.



Title and General Problem Definition [X]

Title
REPOSITORIO - Corrida 198 - P.G.R.R. - I.P.E.N.

Number of Nodes: Number of Isotopes:

Mass Units:
 Grams
 Curies
 Becquerels

Model Type:
 ...
 ...

OK
Cancel

Radionuclide Data

| Clear | Isotope | Atomic Weight | Half-life (yrs) | Solubility (g/cc) |
|-----------------------|-------------------------------------|------------------------------------|-------------------------------------|---------------------------------|
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="C-14"/> | <input type="text" value="14"/> | <input type="text" value="5730"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="FE-55"/> | <input type="text" value="55"/> | <input type="text" value="2.735"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="CO-60"/> | <input type="text" value="59"/> | <input type="text" value="5.271"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="SR-90"/> | <input type="text" value="89.9"/> | <input type="text" value="28.15"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="CS-137"/> | <input type="text" value="137"/> | <input type="text" value="30.2"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="RA-226"/> | <input type="text" value="226.1"/> | <input type="text" value="1600"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="AM-241"/> | <input type="text" value="241"/> | <input type="text" value="432.7"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="PB-210"/> | <input type="text" value="210"/> | <input type="text" value="22.3"/> | <input type="text" value="10"/> |
| <input type="radio"/> | <input type="text" value="PO-210"/> | <input type="text" value="210"/> | <input type="text" value="0.3791"/> | <input type="text" value="10"/> |

Radionuclide Data List:
BR-82
BR-85
C-14
C-15
CA-45
CA-47
CD
CD-107
CD-109

Decay Chains [-] [□] [X]

Number of Chains: Edit Chain:

Chain 1

| Number of Members | Members | Decay Fraction |
|--------------------------------|-------------------------------------|--------------------------------|
| <input type="text" value="3"/> | <input type="text" value="RA-226"/> | <input type="text" value="1"/> |
| | <input type="text" value="PB-210"/> | <input type="text" value="1"/> |
| | <input type="text" value="PO-210"/> | |

Isotope List

-
-
-
-
-
-
-
-

OK
Cancel

| Time Parameters | | | | |
|-------------------------------------|------------------------------------|---|---|---------------------------------------|
| Number of Time Steps | <input type="text" value="60"/> | | | |
| Initial Time Interval (yrs): | <input type="text" value="5"/> | | | <input type="button" value="OK"/> |
| Fractional Change in Time Interval: | <input type="text" value="0"/> | | | <input type="button" value="Cancel"/> |
| Maximum Time Interval (yrs): | <input type="text" value="118.8"/> | | | |
| Maximum Simulation Time (yrs): | <input type="text" value="300"/> | | | |
| Number of Time Step Resets: | <input type="text" value="1"/> | | | |
| Times for Resets | <input type="text" value="1-25"/> | | <input type="button" value="Define Series of Reset Times"/> | |
| | 1 | 2 | 3 | 4 |
| | <input type="text" value="0"/> | | | |

| Material Parameters | | | | |
|----------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|---|---|
| Number of Materials: | <input type="text" value="2"/> | Number of Material Changes: | <input type="text" value="12"/> | List by: |
| | | | | <input checked="" type="radio"/> Material |
| | | | | <input type="radio"/> Isotope |
| | | | | <input type="button" value="OK"/> |
| | | | | <input type="button" value="Cancel"/> |
| Values for Material: | <input type="text" value="1"/> | Values for Isotopes: | <input checked="" type="radio"/> 1-5 <input type="radio"/> 6-10 | |
| Isotope | K-d | Density (gm/cc) | Dispersion Coeff (cm) | Diffusion Coeff (cm ² /s) |
| C-14 | <input type="text" value="2"/> | <input type="text" value="1.82"/> | <input type="text" value="1.73"/> | <input type="text" value="0.0000005"/> |
| FE-55 | <input type="text" value="1000"/> | <input type="text" value="1.82"/> | <input type="text" value="1.73"/> | <input type="text" value="0.0000005"/> |
| CO-60 | <input type="text" value="1000"/> | <input type="text" value="1.82"/> | <input type="text" value="1.73"/> | <input type="text" value="0.0000005"/> |
| SR-90 | <input type="text" value="30"/> | <input type="text" value="1.82"/> | <input type="text" value="1.73"/> | <input type="text" value="0.0000005"/> |
| CS-137 | <input type="text" value="100"/> | <input type="text" value="1.82"/> | <input type="text" value="1.73"/> | <input type="text" value="0.0000005"/> |

Changes to Node Material Types [X]

Number of Materials: 2
 Number of Material Changes: 12

OK
 Cancel

Values for Node Series:
 1-5 6-10

| First Node | Last Node | Change in Node Number | Starting Material Type | Change in Material Type |
|------------|-----------|-----------------------|------------------------|-------------------------|
| 1 | 5 | 1 | 2 | 0 |
| 33 | 39 | 1 | 2 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 1 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 1 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 1 | 0 |

Output Parameters [X]

Number of Time Steps: 60

OK
 Cancel

Output Key

| | |
|---|---|
| 0 = Print Nothing | 3 = Print above (2) plus container breach, and waste form release (FD only) |
| 1 = Print Concentrations | 4 = Print above (3) plus FD concentrations in wasteform |
| 2 = Print above (1) plus material flux (default MCMC) | |

Output for Time Steps: [1-25] ▾

| | | | | | | | | | |
|----|----|----|----|----|--------------------------|----|----|----|----|
| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 |
| 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 | 19 | 20 |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 |
| 21 | 22 | 23 | 24 | 25 | Define Series of Outputs | | | | |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | | | | | |

Concentration Traces X

Number of Nodes: 39 OK

Number of Traces: Cancel

Number of Steps Between Traces:

Node Locations for Traces

| | | | |
|----|----|----|----|
| 10 | 20 | 30 | 39 |
|----|----|----|----|

Flux Traces X

Number of Nodes: 39 OK

Number of Traces: Cancel

Number of Steps Between Traces:

Nodes for Flux Traces

| | | | |
|----|----|----|----|
| 10 | 20 | 30 | 39 |
|----|----|----|----|

Facility Dimensions X

Area of Facility [cm²]

| |
|---------|
| 2025100 |
|---------|

OK

Cancel

Node Coordinates X

Number of Nodes: 39

Values for Node Series:
 1-5 6-10

OK
Cancel

| First Node | Last Node | Change in Node Number | Starting Location (cm) | Change in Delta X (cm) | Incremental Change in Delta X |
|------------|-----------|-----------------------|------------------------|------------------------|-------------------------------|
| 1 | 3 | 1 | 0 | 10 | 0 |
| 4 | 4 | 1 | 30 | 6 | 0 |
| 5 | 5 | 1 | 36 | 8 | 0 |
| 6 | 6 | 1 | 44 | 6 | 0 |
| 7 | 30 | 1 | 50 | 10 | 0 |

Initial Conditions X

Number of Nodes: 39

Values for Isotope: C-14

Values for Node Series:
 1-5 6-10

OK
Cancel

| First Node | Last Node | Change in Node Number | Initial concentration (Bq/cc) | Fractional Change in Concentration |
|------------|-----------|-----------------------|-------------------------------|------------------------------------|
| 1 | 39 | 1 | 0 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 0 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 0 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 0 | 0 |
| 0 | 0 | 1 | 0 | 0 |

| Boundary Conditions | | | |
|---|-------|--|----------------------------------|
| Values for Isotope: <input type="text" value="C-14"/> | | <input type="button" value="OK"/> | |
| <input checked="" type="radio"/> Upper Boundary <input type="radio"/> Lower Boundary | | Number of Data Points <input type="text" value="2"/> | |
| Condition Specified: <input checked="" type="radio"/> Concentration (Bq/cc) <input type="radio"/> Advective Flux (Bq/cm ² /s) <input type="radio"/> Total Flux (Bq/cm ² /s) <input type="radio"/> Dispersive Flux (Bq/cm ² /s) | | Use BC File <input type="radio"/> No - One <input checked="" type="radio"/> No - All <input type="radio"/> Yes - One <input type="radio"/> Yes - All | |
| | Point | 1 | 2 |
| Time (yrs) | | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="300"/> |
| Boundary Condition | | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> |

| Water Velocity Parameters | | | |
|---|-------|--|--|
| Number of Data Points: <input type="text" value="2"/> | | <input type="button" value="OK"/> | |
| | | <input type="button" value="Cancel"/> | |
| | Point | 1 | 2 |
| Time (yrs) | | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="300"/> |
| Water Velocity (cm/s) | | <input type="text" value=".0000000415"/> | <input type="text" value=".0000000415"/> |

| Moisture Content | | | | |
|---|---------------------------------|--------------------------------|-----------------------------------|--|
| Number of Nodes: 39 | | OK | | |
| | | Cancel | | |
| Values for Node Series: | | | | |
| <input checked="" type="radio"/> 1-5 <input type="radio"/> 6-10 | | | | |
| First Node | Last Node | Change in Node Number | Initial Moisture Content (0-1) | Incremental Change in Moisture Content |
| <input type="text" value="1"/> | <input type="text" value="5"/> | <input type="text" value="1"/> | <input type="text" value="0.31"/> | <input type="text" value="0"/> |
| <input type="text" value="6"/> | <input type="text" value="32"/> | <input type="text" value="1"/> | <input type="text" value="0.25"/> | <input type="text" value="0"/> |
| <input type="text" value="33"/> | <input type="text" value="39"/> | <input type="text" value="1"/> | <input type="text" value="0.31"/> | <input type="text" value="0"/> |
| <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="1"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> |
| <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="1"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> |

| Container Failure Times | | | | |
|--|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|--------------------------------|
| Number of Containers: <input type="text" value="18"/> | | OK | | |
| Number of Failure Types: <input type="text" value="1"/> | | Cancel | | |
| Failure Times (yrs) for Containers : <input type="text" value="1-25"/> | | | | |
| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 |
| <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> |
| 6 | 7 | 8 | 9 | 10 |
| <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> |
| 11 | 12 | 13 | 14 | 15 |
| <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> |
| 16 | 17 | 18 | | |
| <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | <input type="text" value="0"/> | | |
| <input type="button" value="Edit Series of Failure Times"/> | | | | |

Container Location Assignments [X]

Number of Containers: 18
 Number of Nodes: 39

OK
 Cancel

Node Locations for Containers: 1-25 [v]

| | | | | | | | | | |
|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 |
| 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 21 |
| 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 | | |
| 22 | 23 | 24 | 25 | 26 | 27 | 28 | 29 | | |

Define Series of Locations

Local Failure Parameters [X]

Number of Failure Types: 1
 Values for Container Type: 1 [v]

OK
 Cancel

Failure Mode

General
 General and Local

| Wasteform Leaching Parameters | | OK |
|---|---------------------|--|
| Number of Wasteform Types: | 1 | Cancel |
| Values for Waste Type: | 1 | |
| | Values for Isotope: | |
| | C-14 | |
| Geometry <input type="radio"/> Rectangular <input checked="" type="radio"/> Cylindrical <input type="radio"/> Spherical Radius (cm) <input type="text" value="29"/> Volume (cm ³) <input type="text" value="465006"/> | | Release Rate Parameters Rinse Fraction (0-1) <input type="text" value="0.4"/> Diffusion Fraction (0-1) <input type="text" value="0.3"/> Dissolution Fraction (0-1) <input type="text" value="0.0"/> Partition Coefficient (g/cc) <input type="text" value="0"/> Diffusion Coefficient (cm ² /s) <input type="text" value="0.0000005"/> Fractional Release Rate (0-1/yr) <input type="text" value="1"/> |
| Solution Procedure <input checked="" type="radio"/> Analytical <input type="radio"/> Finite Difference | | |

Container Inventories X

Number of Containers: 18

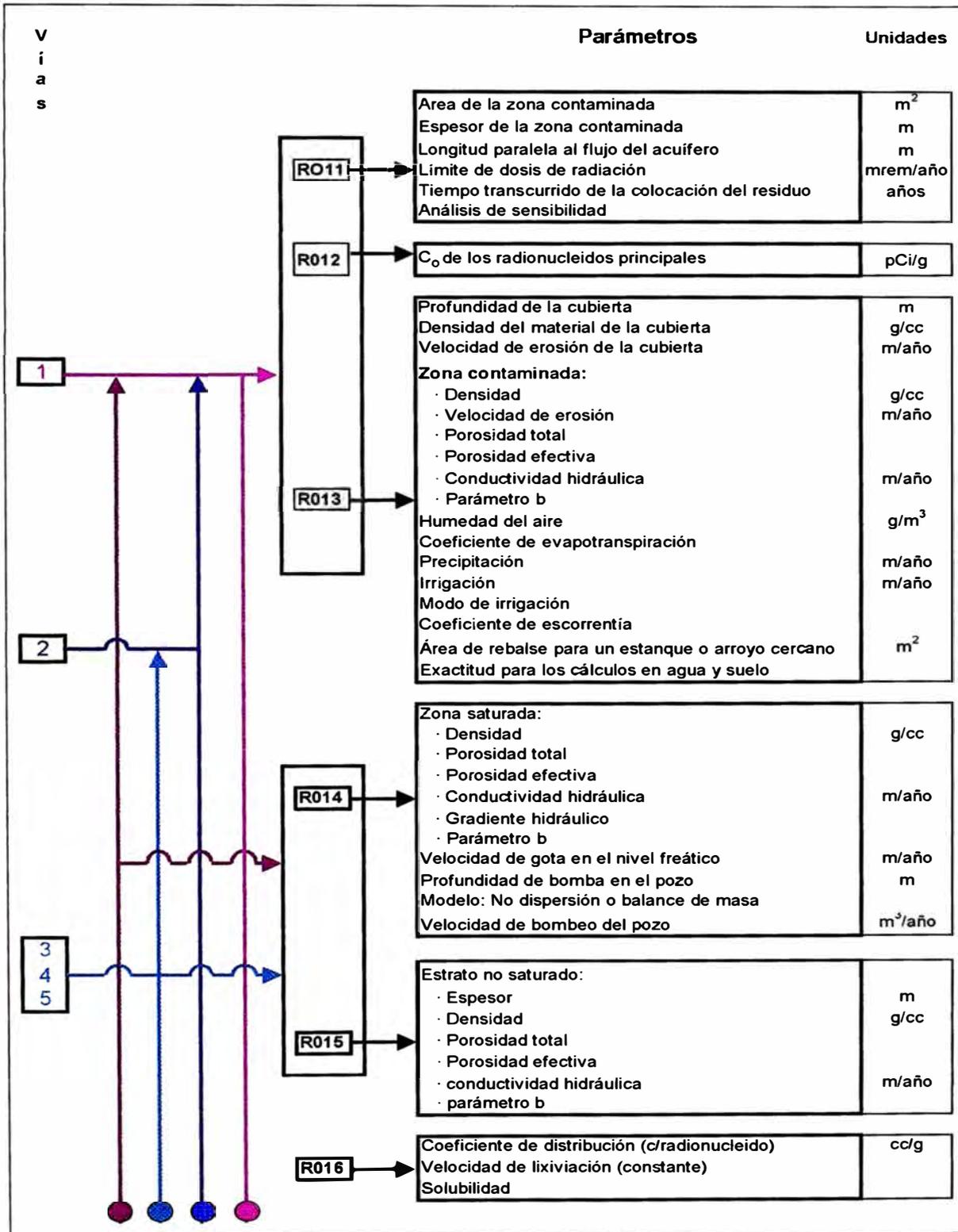
Inventories for Isotope: C-14

Inventories (Bqs) for containers: 1-25

| | | | | |
|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 |
| 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 |
| 6 | 7 | 8 | 9 | 10 |
| 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 |
| 11 | 12 | 13 | 14 | 15 |
| 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 |
| 16 | 17 | 18 | | |
| 2,274E+04 | 2,274E+04 | 2,274E+04 | | |

Edit Series of Inventories

Esquema N° E.1. INGRESO DE DATOS PARA EL CÓDIGO DE CÁLCULO RESRAD



Esquema N° E.1. INGRESO DE DATOS . . . (continuación)**Leyenda:**

- R011: Parámetros de la zona contaminada
- R012: Concentraciones iniciales de los radionucleidos principales
- R013: Datos Hidrológicos de la cubierta y la zona contaminada
- R014: Datos Hidrológicos de la Zona Saturada
- R015: Datos hidrológicos de los Estratos no contaminado e insaturado
- R016: Coeficiente de Distribución y velocidades de lixiviación
- R017: Parámetros de Inhalación y Gama externo
- R018: Datos de vías de ingestión y parámetros dietéticos
- R019: Datos de vías de ingestión y parámetros no dietéticos
- R020: Parámetros gráficos
- R021: Parámetros del radón

Vías:

- 1 Gamma externo**
- 2 Inhalación de polvo**
- 3 Ingestión vegetal**
- 4 Ingestión de carne**
- 5 Ingestión leche**
- 6 Alimentos acuáticos**
- 7 Agua potable**
- 8 Ingestión de suelo**
- 9 Radón**

ANEXO F
TABLAS DE REFERENCIA

Tabla F.1. Conductividad hidráulica o coeficiente de Darcy (K)

| ROCAS | Diámetro medio de granos (mm) | K | |
|--------------------|-------------------------------|----------|----------|
| | | (m/s) | (cm/s) |
| Limos | 0.01 | 1.83E-07 | 1.83E-05 |
| | 0.04 | 2.93E-06 | 2.93E-04 |
| | 0.06 | 6.60E-06 | 6.60E-04 |
| Arenas finas | 0.1 | 1.83E-05 | 1.83E-03 |
| | 0.2 | 7.32E-06 | 7.32E-04 |
| Arenas | 0.4 | 2.93E-04 | 2.93E-02 |
| | 0.5 | 4.38E-04 | 4.38E-02 |
| Arenas Gruesas | 0.6 | 6.59E-04 | 6.59E-02 |
| | 0.8 | 1.17E-03 | 1.17E-01 |
| Arenas muy gruesas | 1 | 1.83E-03 | 1.83E-01 |
| Gravillas | 2 | 7.32E-03 | 7.32E-01 |
| Gravas | 5 | 4.58E-02 | 4.58E+00 |

Fuente: Manual de Hidrología, p. 486

Tabla F.2. Porosidad y permeabilidad

| Terreno | Porosidad % | Permeabilidad cm/s. $\times 10^{-4}$ |
|----------------------------|-------------|--------------------------------------|
| Arcilla | 45 | 0.5 |
| Arena | 35 | 400 |
| Grava | 25 | 2500 |
| Grava y arena | 20 | 950 |
| Areniscas | 15 | 330 |
| Calizas densas y esquistos | 5 | 0.5 |
| Cuarcita y granito | 1 | 0.5 |

Fuente: Manual de Hidrología, p. 490

Tabla F.3. Valores medios de K y k

| Tipos de acuífero | k | | K | |
|---|---------------|---------------------|----------------|---------------------|
| | (darcys) | (cm ²) | (meinzers) | (cm/s) |
| Gravas | $10^3 - 10^5$ | $10^{-5} - 10^{-3}$ | $10^4 - 10^6$ | $1 - 10^2$ |
| Arenas limpias (buenos acuíferos) | $1 - 10^3$ | $10^{-8} - 10^{-5}$ | $10 - 10^4$ | $10^{-3} - 1$ |
| Arenas finas o arcillosas (malos acuíferos) | $10^{-3} - 1$ | $10^{-5} - 10^{-8}$ | $10^{-2} - 10$ | $10^{-6} - 10^{-3}$ |

Fuente: Manual de Hidrología, p. 514

Tabla F.4. Valores de K y k medidos en muestras

| | k | | K | |
|---------------------------------|--------------------|---------------------|--------------------|----------|
| | (darcys) | (cm ²) | (meinzers) | (cm/s) |
| Caliza arcillosa (porosidad 2%) | 1.00E-04 | 9.87E-13 | 1.80E-03 | 8.50E-08 |
| Caliza (16%) | 1.40E-01 | 1.38E-09 | 2.5 | 1.18E-04 |
| Arenisca, grano fino (12%) | 2.60E-03 | 2.57E-11 | 4.74E-02 | 2.24E-06 |
| Arenisca, grano grueso (12%) | 1.1 | 1.09E-08 | 19.9 | 9.39E-04 |
| Arenisca (29%) | 2.4 | 2.37E-08 | 43.6 | 2.06E-03 |
| Arena muy fina | 9.9 | 9.77E-08 | 1.80E+02 | 8.50E-03 |
| Arena grano medio | 2.60E+02 | 2.57E-06 | 4.60E+03 | 2.17E-01 |
| Arena grano grueso | 3.10E+03 | 3.06E-05 | 5.80E+04 | 2.74E+00 |
| Gravas | 4.30E+04 | 4.24E-04 | 7.88E+05 | 3.72E+01 |
| Arcilla, montmorillonita | ~ 10 ⁻⁵ | ~ 10 ⁻¹³ | ~ 10 ⁻⁴ | |
| Arcilla, caolinita | ~ 10 ⁻³ | ~ 10 ⁻¹¹ | ~ 10 ⁻² | |

Fuente: Manual de Hidrología, p. 515

$$1 \text{ darcy} = 9.87\text{E-}09 \text{ cm}^2$$

$$1 \text{ meinzers} = 4.72\text{E-}05 \text{ cm/s}$$

Tabla N° F.A.1

TABLE A.1 Effective Dose Equivalent Conversion Factors (DCF_{ii}) for External Gamma Radiation from Contaminated Ground

| Radionuclide | Surface Factors ^a (mrem/yr)/(pCi/cm ²) | Volume Factors ^b (mrem/yr)/(pCi/cm ³) | |
|--------------|--|---|-------------------------------------|
| | | $\rho_b = 1.0$ g/cm ³ | $\rho_b = 1.8$ g/cm ³ |
| H-3 | 0 | 0 | 0 |
| C-14 | 0 | 0 | 0 |
| Na-22 | 2.10 | 1.54×10^1 | 8.54 |
| Al-26 | 2.50 | 2.00×10^1 | 1.11×10^1 |
| Cl-35 | 4.66×10^{-8} | 1.02×10^{-3} | 5.69×10^{-4} |
| K-40 | 1.37×10^{-1} | 1.17 | 6.52×10^{-1} |
| Ca-41 | 2.06×10^{-5} | 1.94×10^{-6} | 1.08×10^{-6} |
| Mn-54 | 8.41×10^{-1} | 5.88 | 3.27 |
| Fe-55 | 2.21×10^{-4} | 4.44×10^{-6} | 2.47×10^{-6} |
| Co-57 | 1.43×10^{-1} | 5.03×10^{-1} | 2.80×10^{-1} |
| Co-60 | 2.27 | 2.27×10^1 | 1.25×10^1 |
| Ni-59 | 4.16×10^{-4} | 5.38×10^{-6} | 2.99×10^{-6} |
| Ni-63 | 0 | 0 | 0 |
| Zn-65 | 5.48×10^{-1} | 3.71 | 2.06 |
| Ge-68+D | 9.77×10^{-1} | 6.39 | 3.55 |
| Sr-90+D | 0 | 0 | 0 |
| Nb-94 | 1.59 | 1.42×10^1 | 7.83 |
| Tc-99 | 6.26×10^{-7} | 1.68×10^{-6} | 9.32×10^{-7} |
| Ru-106+D | 2.10×10^{-1} | 1.35 | 7.53×10^{-1} |
| Ag-108m+D | 1.66 | 1.11×10^1 | 6.15 |
| Ag-110m+D | 2.68 | 1.92×10^1 | 1.07×10^1 |
| Cd-109 | 9.45×10^{-3} | 1.17×10^{-2} | 6.49×10^{-3} |
| Sb-125+D | 4.48×10^{-1} | 2.81 | 1.56 |
| I-129 | 2.20×10^{-2} | 3.24×10^{-2} | 1.75×10^{-2} |
| Cs-134 | 1.58 | 1.08×10^1 | 5.98 |
| Cs-135 | 0 | 0 | 0 |
| Cs-137+D | 6.11×10^{-1} | 5.03 | 2.77 |
| Ce-144+D | 5.11×10^{-2} | 3.12×10^{-1} | 1.74×10^{-1} |
| Pm-147 | 4.10×10^{-6} | 1.47×10^{-5} | 8.18×10^{-6} |
| Sm-147 | 0 | 0 | 0 |
| Sm-151 | 5.20×10^{-6} | 5.45×10^{-7} | 3.03×10^{-7} |
| Eu-152 | 1.11 | 9.91 | 5.47 |
| Eu-154 | 1.21 | 1.10×10^1 | 6.06 |
| Eu-155 | 7.15×10^{-2} | 1.65×10^{-1} | 9.19×10^{-2} |
| Gd-152 | 0 | 0 | 0 |
| Gd-153 | 1.27×10^{-1} | 2.12×10^{-1} | 1.18×10^{-1} |
| Au-195 | 9.86×10^{-2} | 1.67×10^{-1} | 9.52×10^{-2} |
| Tl-204 | 1.30×10^{-3} | 2.20×10^{-3} | 1.22×10^{-3} |
| Pb-210+D | 3.01×10^{-3} | 4.87×10^{-3} | 2.31×10^{-3} |

TABLE A.1 (Cont.)

| Radionuclide | Surface Factors ^a (mrem/yr)/(pCi/cm ²) | Volume Factors ^b (mrem/yr)/(pCi/cm ³) | |
|--------------|--|---|-------------------------------------|
| | | $\rho_b = 1.0$ g/cm ³ | $\rho_b = 1.8$ g/cm ³ |
| Bi-207 | 1.51 | 9.72 | 5.40 |
| Ra-226+D | 1.68 | 1.55×10^1 | 8.56 |
| Ra-228+D | 9.10×10^{-1} | 8.18 | 4.51 |
| Ac-227+D | 4.37×10^{-1} | 2.76 | 1.52 |
| Th-228+D | 1.45 | 1.33×10^1 | 7.36 |
| Th-229+D | 3.60×10^{-1} | 2.20 | 1.21 |
| Th-230 | 9.07×10^{-4} | 2.11×10^{-3} | 1.03×10^{-3} |
| Th-232 | 6.66×10^{-4} | 1.35×10^{-3} | 6.04×10^{-4} |
| Pa-231 | 3.58×10^{-2} | 2.21×10^{-1} | 1.21×10^{-1} |
| U-232 | 1.03×10^{-3} | 2.19×10^{-3} | 1.01×10^{-3} |
| U-233 | 5.00×10^{-4} | 1.40×10^{-3} | 7.12×10^{-4} |
| U-234 | 8.07×10^{-4} | 1.58×10^{-3} | 6.97×10^{-4} |
| U-235+D | 1.90×10^{-1} | 8.94×10^{-1} | 4.90×10^{-1} |
| U-236 | 7.33×10^{-4} | 1.35×10^{-3} | 5.80×10^{-4} |
| U-238+D | 2.59×10^{-2} | 1.27×10^{-1} | 6.97×10^{-2} |
| Np-237+D | 2.68×10^{-1} | 1.61 | 8.90×10^{-1} |
| Pu-238 | 8.58×10^{-4} | 1.56×10^{-3} | 6.65×10^{-4} |
| Pu-239 | 3.78×10^{-4} | 8.14×10^{-4} | 3.76×10^{-4} |
| Pu-240 | 8.20×10^{-4} | 1.48×10^{-3} | 6.35×10^{-4} |
| Pu-241+D | 3.94×10^{-6} | 1.88×10^{-5} | 1.05×10^{-5} |
| Pu-242 | 6.82×10^{-4} | 1.24×10^{-3} | 5.29×10^{-4} |
| Pu-244+D | 3.37×10^{-1} | 2.23 | 1.24 |
| Am-241 | 2.99×10^{-2} | 4.79×10^{-2} | 2.58×10^{-2} |
| Am-243+D | 2.58×10^{-1} | 1.08 | 5.95×10^{-1} |
| Cm-243 | 1.46×10^{-1} | 7.26×10^{-1} | 4.01×10^{-1} |
| Cm-244 | 8.29×10^{-4} | 1.51×10^{-3} | 6.67×10^{-4} |
| Cm-248 | 5.88×10^{-4} | 6.10×10^{-6} | 3.39×10^{-6} |
| Cf-252 | 6.34×10^{-4} | 6.32×10^{-5} | 3.51×10^{-5} |

^a Surface factors represent infinite thinness.

^b Volume factors represent infinite depth.

Tabla N° F.A.2

TABLE A.2 Area Factors for External Gamma Radiation from Contaminated Ground

| Contaminated Area (m ²) | Radius ^a (m) | Area Factor, ^b FA ₁ |
|--|----------------------------|--|
| 1 | 0.56 | 0.016 |
| 25 | 2.8 | 0.4 |
| 100 | 5.6 | 0.55 |
| 500 | 13 | 0.8 |
| 1,200 | 20 | 1.0 |

^a Radius for a circular contaminated area.

^b Intermediate values may be obtained by linear interpolation.

Source: Napier et al. (1984).

Tabla N° F.A.3

TABLE A.3 Depth Factors (FD_{ij}) for External Gamma Radiation from Contaminated Ground as a Function of Thickness (T) of a Contaminated Layer Exposed at the Ground Surface and Soil Density (ρ_b) for Principal and Associated Radionuclides

| Radionuclide ^a | $\rho_b = 1.0 \text{ g/cm}^3$ | | | $\rho_b = 1.8 \text{ g/cm}^3$ | | |
|---------------------------|-------------------------------|-----------------------|-----------------------|-------------------------------|-----------------------|-----------|
| | T = 0.15 m | T = 0.5 m | T = 1.0 m | T = 0.15 m | T = 0.5 m | T = 1.0 m |
| H-3 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| C-14 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Na-22 | 7.01×10^{-1} | 9.71×10^{-1} | 1.0 | 8.69×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Al-26 | 6.57×10^{-1} | 9.53×10^{-1} | 9.98×10^{-1} | 8.36×10^{-1} | 9.95×10^{-1} | 1.0 |
| Cl-36 | 7.80×10^{-1} | 9.96×10^{-1} | 1.0 | 9.33×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| K-40 | 6.48×10^{-1} | 9.48×10^{-1} | 1.0 | 8.25×10^{-1} | 9.97×10^{-1} | 1.0 |
| Ca-41 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Mn-54 | 7.03×10^{-1} | 9.72×10^{-1} | 1.0 | 8.67×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Fe-55 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Co-57 | 9.07×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.85×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Co-60 | 6.80×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 8.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ni-59 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Ni-63 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Zn-65 | 7.06×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 8.93×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ge-68+D | 7.78×10^{-1} | 9.97×10^{-1} | 1.0 | 9.32×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Sr-90+D | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Nb-94 | 7.20×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 8.90×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Tc-99 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Ru-106+D | 7.63×10^{-1} | 9.96×10^{-1} | 1.0 | 9.21×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ag-108m+D | 7.56×10^{-1} | 9.89×10^{-1} | 1.0 | 9.11×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ag-110m+D | 7.04×10^{-1} | 9.74×10^{-1} | 1.0 | 8.71×10^{-1} | 9.99×10^{-1} | 1.0 |
| Cd-109 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Sb-125+D | 7.71×10^{-1} | 9.93×10^{-1} | 1.0 | 9.23×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| I-129 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Cs-134 | 7.39×10^{-1} | 9.83×10^{-1} | 1.0 | 8.97×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Cs-135 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Cs-137- D | 7.20×10^{-1} | 9.80×10^{-1} | 1.0 | 9.10×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ce-144+D | 6.95×10^{-1} | 9.54×10^{-1} | 9.97×10^{-1} | 8.51×10^{-1} | 9.99×10^{-1} | 1.0 |
| Pm-147 | 9.15×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.88×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Sm-147 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Sm-151 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Eu-152 | 6.80×10^{-1} | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 8.50×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Eu-154 | 6.90×10^{-1} | 9.80×10^{-1} | 1.0 | 8.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Eu-155 | 9.42×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.97×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Gd-152 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Gd-153 | 9.44×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.96×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Au-195 | 9.75×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.99×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Tl-204 | 9.83×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Pb-210+D | 8.80×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.70×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Bi-207 | 7.39×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.14×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ra-226+D | 6.30×10^{-1} | 9.20×10^{-1} | 1.0 | 8.50×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ra-228+D | 6.80×10^{-1} | 9.70×10^{-1} | 1.0 | 8.50×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Ac-227+D | 7.90×10^{-1} | 9.70×10^{-1} | 1.0 | 9.10×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Th-228+D | 6.10×10^{-1} | 9.40×10^{-1} | 1.0 | 7.50×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |

TABLE A.3 (Cont.)

| Radionuclide ^a | $\rho_b = 1.0 \text{ g/cm}^3$ | | | $\rho_b = 1.8 \text{ g/cm}^3$ | | |
|---------------------------|-------------------------------|-----------------------|-----------|-------------------------------|-----------------------|-----------|
| | T = 0.15 m | T = 0.5 m | T = 1.0 m | T = 0.15 m | T = 0.5 m | T = 1.0 m |
| Th-229+D | 6.50×10^{-1} | 9.50×10^{-1} | 1.0 | 8.50×10^{-1} | 9.90×10^{-1} | 1.0 |
| Th-230 | 9.30×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Th-232+D | 9.50×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Pa-231 | 7.90×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.20×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| U-232 | 8.80×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| U-233 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| U-234 | 9.00×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| U-235+D | 8.70×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| U-236 | 9.40×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| U-238+D | 7.80×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 8.80×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Np-237+D | 8.20×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.30×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Pu-238 | 9.30×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Pu-239 | 9.20×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Pu-240 | 9.20×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Pu-241+D | 9.01×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.83×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Pu-242 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Pu-244+D | 7.43×10^{-1} | 9.85×10^{-1} | 1.0 | 9.03×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Am-241 | 9.40×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Am-243+D | 9.00×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.70×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Cm-243 | 8.70×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |
| Cm-244 | 9.60×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Cm-248 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 | 1.0 |
| Cf-252 | 9.26×10^{-1} | 1.0 | 1.0 | 9.91×10^{-1} | 1.0 | 1.0 |

^a A "+D" signifies that the contributions from the associated decay chain are included; radionuclides in the associated decay chain are identified in Table 3.1.

Tabla N° F.B.1

TABLE B.1 Committed Effective Dose Equivalent Conversion Factors (DCF_{i2}) for Inhalation^a

| Radionuclide ^b | Inhalation Class | DCF _{i2} (mrem/pCi) | Radionuclide ^b | Inhalation Class | DCF _{i2} (mrem/pCi) |
|---------------------------|---------------------------------|------------------------------|---------------------------|------------------|------------------------------|
| H-3 | (H ₂ O) ^c | 6.3 × 10 ⁻⁸ | Cs-137+D | D | 3.2 × 10 ⁻⁵ |
| C-14 | (organic) ^c | 2.1 × 10 ⁻⁶ | Ce-144+D | W | 1.9 × 10 ⁻⁴ |
| | (CO) ^c | 2.9 × 10 ⁻⁹ | | Y | 3.5 × 10 ⁻⁴ |
| | (CO ₂) ^c | 2.4 × 10 ⁻⁸ | Pm-147 | W | 2.5 × 10 ⁻⁵ |
| Na-22 | D ^d | 8.0 × 10 ⁻⁶ | | Y | 3.4 × 10 ⁻⁵ |
| Al-26 | D | 7.9 × 10 ⁻⁵ | Sm-147 | W | 7.1 × 10 ⁻² |
| | W | 5.9 × 10 ⁻⁵ | Sm-151 | W | 2.9 × 10 ⁻⁵ |
| Cl-36 | D | 2.1 × 10 ⁻⁶ | Eu-152 | W | 2.2 × 10 ⁻⁴ |
| | W | 2.0 × 10 ⁻⁵ | Eu-154 | W | 2.6 × 10 ⁻⁴ |
| K-40 | D | 1.2 × 10 ⁻⁵ | Eu-155 | W | 3.9 × 10 ⁻⁵ |
| Ca-41 | W | 1.3 × 10 ⁻⁶ | Gd-152 | D | 2.4 × 10 ⁻¹ |
| Mn-54 | D | 5.4 × 10 ⁻⁶ | Gd-152 | W | 61. × 10 ⁻² |
| | W | 6.4 × 10 ⁻⁶ | Gd-153 | D | 2.1 × 10 ⁻⁶ |
| Fe-55 | D | 2.6 × 10 ⁻⁶ | | W | 8.4 × 10 ⁻⁶ |
| | W | 1.2 × 10 ⁻⁶ | Au-195 | D | 1.1 × 10 ⁻⁶ |
| Co-57 | W | 1.8 × 10 ⁻⁶ | | W | 3.5 × 10 ⁻⁶ |
| | Y | 7.5 × 10 ⁻⁶ | | Y | 1.2 × 10 ⁻⁵ |
| Co-60 | W | 3.0 × 10 ⁻⁵ | Tl-204 | D | 2.3 × 10 ⁻⁶ |
| | Y | 1.5 × 10 ⁻⁴ | Pb-210 | D | 2.1 × 10 ⁻² |
| Ni-59 | D | 1.3 × 10 ⁻⁶ | Bi-207 | D | 2.9 × 10 ⁻⁶ |
| | W | 7.0 × 10 ⁻⁷ | | W | 1.4 × 10 ⁻⁵ |
| Ni-63 | (vapor) ^c | 2.7 × 10 ⁻⁶ | Ra-226+D | W | 7.9 × 10 ⁻³ |
| | D | 3.0 × 10 ⁻⁶ | Ra-228+D | W | 4.5 × 10 ⁻³ |
| | W | 1.9 × 10 ⁻⁶ | Ac-227+D | D | 6.7 |
| Zn-65 | (vapor) ^c | 6.3 × 10 ⁻⁶ | | W | 1.7 |
| | Y | 1.8 × 10 ⁻⁵ | | Y | 1.2 |
| Ge-68+D | D | 3.1 × 10 ⁻⁷ | Th-228+D | W | 2.5 × 10 ⁻¹ |
| | W | 3.4 × 10 ⁻⁷ | | Y | 3.1 × 10 ⁻¹ |
| Sr-90+D | D | 2.3 × 10 ⁻⁴ | Th-229+D | W | 2.0 |
| | Y | 1.3 × 10 ⁻³ | | Y | 1.7 |
| Nb-94 | W | 2.6 × 10 ⁻⁵ | Th-230 | W | 3.2 × 10 ⁻¹ |
| | Y | 3.3 × 10 ⁻⁴ | | Y | 2.6 × 10 ⁻¹ |
| Tc-99 | D | 8.4 × 10 ⁻⁷ | Th-232 | W | 1.6 |
| | W | 7.5 × 10 ⁻⁶ | | Y | 1.1 |
| Ru-106+D | D | 5.7 × 10 ⁻⁵ | Pu-231 | W | 1.3 |
| | W | 9.3 × 10 ⁻⁵ | | Y | 8.6 × 10 ⁻¹ |
| | Y | 4.4 × 10 ⁻⁴ | U-232 | D | 1.2 × 10 ⁻² |
| Ag-108m+D | D | 2.8 × 10 ⁻⁵ | | W | 1.3 × 10 ⁻² |
| | W | 1.9 × 10 ⁻⁵ | | Y | 6.7 × 10 ⁻¹ |
| | Y | 2.0 × 10 ⁻⁴ | U-233 | D | 2.7 × 10 ⁻³ |
| Ag-110m+D | D | 3.8 × 10 ⁻⁵ | | W | 7.1 × 10 ⁻³ |
| | W | 2.7 × 10 ⁻⁵ | | Y | 1.3 × 10 ⁻¹ |
| | Y | 5.3 × 10 ⁻⁵ | U-234 | D | 2.7 × 10 ⁻³ |
| Cd-109 | D | 1.0 × 10 ⁻⁴ | | W | 7.1 × 10 ⁻³ |
| | W | 3.6 × 10 ⁻⁵ | | Y | 1.3 × 10 ⁻¹ |
| | Y | 4.2 × 10 ⁻⁵ | U-235+D | D | 2.5 × 10 ⁻³ |
| Sb-125 | D | 3.2 × 10 ⁻⁶ | | W | 6.7 × 10 ⁻³ |
| | W | 1.1 × 10 ⁻⁵ | | Y | 1.2 × 10 ⁻¹ |
| I-129 | D | 1.8 × 10 ⁻⁴ | U-236 | D | 2.5 × 10 ⁻³ |
| Cs-134 | D | 4.7 × 10 ⁻⁵ | | W | 6.7 × 10 ⁻³ |
| Cs-135 | D | 4.5 × 10 ⁻⁶ | | Y | 1.2 × 10 ⁻¹ |

TABLE B.1 (Cont.)

| Radionuclide ^b | Inhalation Class | DCF _{i2} (mrem/pCi) | Radionuclide ^b | Inhalation Class | DCF _{i2} (mrem/pCi) |
|---------------------------|------------------|---------------------------------|---------------------------|----------------------|---------------------------------|
| U-238 [†] D | D | 2.4×10^{-3} | Pu-242 | W | 4.8×10^{-1} |
| | W | 6.2×10^{-3} | | Y | 3.1×10^{-1} |
| | Y | 1.2×10^{-1} | Pu-244+D | W | 4.8×10^{-1} |
| Np-237+D | W | 4.9×10^{-1} | | Y | 3.1×10^{-1} |
| | Pu-238 | W | 4.6×10^{-1} | Am-241 | 5.2×10^{-1} |
| Y | | 3.0×10^{-1} | Am-243+D | 5.2×10^{-1} | |
| Pu-239 | W | 5.1×10^{-1} | Cm-243 | 3.5×10^{-1} | |
| | Y | 3.3×10^{-1} | Cm-244 | 2.7×10^{-1} | |
| Pu-240 | W | 5.1×10^{-1} | Cm-248 | 1.9 | |
| | Y | 3.3×10^{-1} | Cf-252 | 1.2×10^{-1} | |
| Pu-241+D | W | 1.0×10^{-2} | | Y | 1.3×10^{-1} |
| Pu-241+D | Y | 5.7×10^{-3} | | | |

^a Inhalation factors are for an AMAD of 1 μ m.

^b Dose conversion factors for entries labeled by "+D" are aggregated dose conversion factors for intake of a principal radionuclide together with radionuclides of the associated decay chain in secular equilibrium (see Section 3.1 and Table 3.1).

^c Indicates a gaseous material.

^d The three inhalation classes D, W, and Y correspond to retention half-times of less than 10 days, 10 to 100 days, and greater than 100 days, respectively.

Tabla N° F.D.1

TABLE D.1 Committed Effective Dose Equivalent Conversion Factors (DCF_{i3}) for Internal Radiation from Ingestion

| Radionuclide ^a | f ₁ ^b | DCF _{i3} (mrem/pCi) | Radionuclide ^a | f ₁ ^b | DCF _{i3} (mrem/pCi) |
|---------------------------|-----------------------------|---------------------------------|---------------------------|-----------------------------|---------------------------------|
| H-3 | 1.0 | 6.3 × 10 ⁻⁸ | Pb-210+D | 2 × 10 ⁻¹ | 6.7 × 10 ⁻³ |
| C-14 | 1.0 | 2.1 × 10 ⁻⁶ | Bi-207 | 5 × 10 ⁻² | 4.9 × 10 ⁻⁶ |
| Na-22 | 1.0 | 1.2 × 10 ⁻⁵ | Ra-226+D | 2 × 10 ⁻¹ | 1.1 × 10 ⁻³ |
| Al-26 | 1 × 10 ⁻² | 1.3 × 10 ⁻⁵ | Ra-228+D | 2 × 10 ⁻¹ | 1.2 × 10 ⁻³ |
| Cl-36 | 1.0 | 3.0 × 10 ⁻⁶ | Ac-227+D | 1 × 10 ⁻³ | 1.5 × 10 ⁻² |
| K-40 | 1.0 | 1.9 × 10 ⁻⁵ | Th-228+D | 2 × 10 ⁻⁴ | 7.5 × 10 ⁻⁴ |
| Ca-41 | 3 × 10 ⁻¹ | 1.2 × 10 ⁻⁶ | Th-229+D | 2 × 10 ⁻⁴ | 4.3 × 10 ⁻³ |
| Mn-54 | 1 × 10 ⁻¹ | 2.7 × 10 ⁻⁶ | Th-230 | 2 × 10 ⁻⁴ | 5.3 × 10 ⁻⁴ |
| Fe-55 | 1 × 10 ⁻¹ | 5.8 × 10 ⁻⁷ | Th-232 | 2 × 10 ⁻⁴ | 2.8 × 10 ⁻³ |
| Co-57 | 3 × 10 ⁻¹ | 1.1 × 10 ⁻⁶ | Pa-231 | 1 × 10 ⁻³ | 1.1 × 10 ⁻² |
| | 5 × 10 ⁻² | 6.8 × 10 ⁻⁷ | U-232 | 5 × 10 ⁻² | 1.3 × 10 ⁻³ |
| Co-60 | 2 × 10 ⁻¹ | 2.6 × 10 ⁻⁵ | | 2 × 10 ⁻³ | 6.8 × 10 ⁻⁵ |
| | 4 × 10 ⁻² | 1.0 × 10 ⁻⁵ | U-233 | 5 × 10 ⁻² | 2.7 × 10 ⁻⁴ |
| Ni-59 | 5 × 10 ⁻² | 2.0 × 10 ⁻⁷ | | 2 × 10 ⁻³ | 2.5 × 10 ⁻⁵ |
| Ni-63 | 5 × 10 ⁻² | 5.4 × 10 ⁻⁷ | U-234 | 5 × 10 ⁻² | 2.6 × 10 ⁻⁴ |
| Zn-65 | 5 × 10 ⁻¹ | 1.4 × 10 ⁻⁵ | | 2 × 10 ⁻³ | 2.5 × 10 ⁻⁵ |
| Ge-68+D | 1 × 10 ⁻¹ | 1.4 × 10 ⁻⁶ | U-235+D | 5 × 10 ⁻² | 2.5 × 10 ⁻⁴ |
| Sr-90+D | 3 × 10 ⁻¹ | 1.4 × 10 ⁻⁴ | | 2 × 10 ⁻³ | 2.6 × 10 ⁻⁵ |
| | 1 × 10 ⁻² | 2.2 × 10 ⁻⁵ | U-236 | 5 × 10 ⁻² | 2.5 × 10 ⁻⁴ |
| Nb-94 | 1 × 10 ⁻² | 5.1 × 10 ⁻⁶ | | 2 × 10 ⁻³ | 2.4 × 10 ⁻⁵ |
| Tc-99 | 8 × 10 ⁻¹ | 1.3 × 10 ⁻⁶ | U-238+D | 5 × 10 ⁻² | 2.5 × 10 ⁻⁴ |
| Ru-106+D | 5 × 10 ⁻² | 2.2 × 10 ⁻⁵ | | 2 × 10 ⁻³ | 3.9 × 10 ⁻⁵ |
| Ag-108m+D | 5 × 10 ⁻² | 7.5 × 10 ⁻⁶ | Np-237+D | 1 × 10 ⁻³ | 3.9 × 10 ⁻³ |
| Ag-110m+D | 5 × 10 ⁻² | 1.1 × 10 ⁻⁵ | Pu-238 | 1 × 10 ⁻³ | 3.8 × 10 ⁻³ |
| Cd-109 | 5 × 10 ⁻² | 1.2 × 10 ⁻⁵ | | 1 × 10 ⁻⁵ | 5.4 × 10 ⁻⁵ |
| Sb-125+D | 1 × 10 ⁻¹ | 3.2 × 10 ⁻⁶ | Pu-239 | 1 × 10 ⁻³ | 4.3 × 10 ⁻³ |
| | 1 × 10 ⁻² | 3.4 × 10 ⁻⁶ | | 1 × 10 ⁻⁵ | 5.8 × 10 ⁻⁵ |
| I-129 | 1.0 | 2.8 × 10 ⁻⁴ | Pu-240 | 1 × 10 ⁻³ | 4.3 × 10 ⁻³ |
| Cs-134 | 1.0 | 7.4 × 10 ⁻⁵ | | 1 × 10 ⁻⁵ | 5.3 × 10 ⁻⁵ |
| Cs-135 | 1.0 | 7.1 × 10 ⁻⁶ | Pu-241+D | 1 × 10 ⁻³ | 8.5 × 10 ⁻⁵ |
| Cs-137+D | 1.0 | 5.0 × 10 ⁻⁵ | | 1 × 10 ⁻⁵ | 9.1 × 10 ⁻⁷ |
| Ce-144+D | 3 × 10 ⁻⁴ | 2.0 × 10 ⁻⁵ | Pu-242 | 1 × 10 ⁻³ | 4.7 × 10 ⁻³ |
| Pm-147 | 3 × 10 ⁻⁴ | 9.5 × 10 ⁻⁷ | | 1 × 10 ⁻⁵ | 5.3 × 10 ⁻⁵ |
| Sm-147 | 3 × 10 ⁻⁴ | 1.8 × 10 ⁻⁴ | Pu-244+D | 1 × 10 ⁻³ | 4.1 × 10 ⁻³ |
| Sm-151 | 3 × 10 ⁻⁴ | 3.4 × 10 ⁻⁷ | | 1 × 10 ⁻⁵ | 3.3 × 10 ⁻⁵ |
| Eu-152 | 1 × 10 ⁻³ | 6.0 × 10 ⁻⁶ | Am-241 | 1 × 10 ⁻³ | 4.3 × 10 ⁻³ |
| Eu-154 | 1 × 10 ⁻³ | 9.1 × 10 ⁻⁶ | Am-243+D | 1 × 10 ⁻³ | 4.5 × 10 ⁻³ |
| Eu-155 | 1 × 10 ⁻³ | 1.3 × 10 ⁻⁶ | Cm-243 | 1 × 10 ⁻³ | 2.9 × 10 ⁻³ |
| Gd-152 | 3 × 10 ⁻⁴ | 1.5 × 10 ⁻⁴ | Cm-244 | 1 × 10 ⁻³ | 2.3 × 10 ⁻³ |
| Gd-153 | 3 × 10 ⁻⁴ | 1.1 × 10 ⁻⁶ | Cm-248 | 1 × 10 ⁻³ | 1.6 × 10 ⁻² |
| Au-195 | 1 × 10 ⁻¹ | 1.1 × 10 ⁻⁶ | Cf-252 | 1 × 10 ⁻³ | 9.4 × 10 ⁻⁴ |
| Tl-204 | 1.0 | 3.2 × 10 ⁻⁶ | | | |

^a Dose conversion factors for entries labeled by "+D" are aggregated dose conversion factors for intake of a principal radionuclide together with radionuclides of the associated decay chain in secular equilibrium (see Section 3.1).

^b Fraction of a stable element entering the GI tract that reaches body fluids.

Tabla N° E.D.2

TABLE D.2 Dietary Factors (DF_{pk}) for Human Food Consumption

| Primary Pathway Index, p | Ingestion Pathway | Food Class Index, k | Class Description | Dietary Factor, DF_{pk} |
|----------------------------|-------------------|-----------------------|-------------------------------|---------------------------|
| 3 | Plant foods | 1 | Fruits, vegetables, and grain | 160 kg/yr |
| 3 | Plant foods | 2 | Leafy vegetables | 14 kg/yr |
| 4 | Meat | 1 | Meat and poultry | 63 kg/yr |
| 5 | Milk | 1 | Milk | 92 L/yr |
| 6 | Aquatic foods | 1 | Fish | 5.4 kg/yr |
| 6 | Aquatic foods | 2 | Crustacea and mollusks | 0.9 kg/yr |
| 7 | Drinking water | 1 | Drinking water | 510 L/yr |

Tabla N° F.D.3

TABLE D.3 Vegetable/Soil Transfer Factors (B_{jv}) for Root Uptake

| Element | B_{jv} | Element | B_{jv} | Element | B_{jv} | Element | B_{jv} |
|---------|----------------------|---------|----------------------|---------|----------------------|---------|----------------------|
| H | 4.8 | In | 3.0×10^{-3} | Cu | 1.3×10^{-1} | W | 1.8×10^{-2} |
| Be | 4.0×10^{-3} | Sn | 2.5×10^{-3} | Zn | 4.0×10^{-1} | Ir | 3.0×10^{-2} |
| C | 5.5 | Sb | 1.0×10^{-2} | Ge | 4.0×10^{-1} | Au | 1.0×10^{-1} |
| N | 7.5 | Te | 6.0×10^{-1} | As | 8.0×10^{-2} | Hg | 3.8×10^{-1} |
| F | 2.0×10^{-2} | I | 2.0×10^{-2} | Se | 1.0×10^{-1} | Tl | 2.0×10^{-1} |
| Na | 5.0×10^{-2} | Xe | 0 | Br | 7.6×10^{-1} | Pb | 1.0×10^{-2} |
| Al | 4.0×10^{-3} | Cs | 4.0×10^{-2} | Kr | 0 | Bi | 1.0×10^{-1} |
| P | 1.0 | Ba | 5.0×10^{-3} | Rb | 1.3×10^{-1} | Po | 1.0×10^{-3} |
| S | 6.0×10^{-1} | La | 2.5×10^{-3} | Sr | 3.0×10^{-1} | Rn | 0 |
| Cl | 20.0 | Ce | 2.0×10^{-3} | Y | 2.5×10^{-3} | Ra | 4.0×10^{-2} |
| K | 3.0×10^{-1} | Pr | 2.5×10^{-3} | Zr | 1.0×10^{-3} | Ac | 2.5×10^{-3} |
| Ar | 0 | Nd | 2.4×10^{-3} | Nb | 1.0×10^{-2} | Th | 1.0×10^{-3} |
| Ca | 5.0×10^{-1} | Pm | 2.5×10^{-3} | Mo | 1.3×10^{-1} | Pa | 1.0×10^{-2} |
| Sc | 2.0×10^{-3} | Sm | 2.5×10^{-3} | Tc | 5.0 | U | 2.5×10^{-3} |
| Cr | 2.5×10^{-4} | Eu | 2.5×10^{-3} | Ru | 3.0×10^{-2} | Np | 2.0×10^{-2} |
| Mn | 3.0×10^{-1} | Gd | 2.5×10^{-3} | Rh | 1.3×10^{-1} | Pu | 1.0×10^{-3} |
| Fe | 1.0×10^{-3} | Tb | 2.6×10^{-3} | Pd | 1.0×10^{-1} | Am | 1.0×10^{-3} |
| Co | 8.0×10^{-2} | Ho | 2.6×10^{-3} | Ag | 1.5×10^{-1} | Cm | 1.0×10^{-3} |
| Ni | 5.0×10^{-2} | Ta | 2.0×10^{-2} | Cd | 3.0×10^{-1} | Cf | 1.0×10^{-3} |

Tabla N° F.D.4

TABLE D.4 Meat (FQR_{i4}) and Milk (FQR_{i5}) Transfer Factors for Root Uptake

| Element | Beef (FQR _{i4}) (d/kg) | Milk (FQR _{i5}) (d/L) | Element | Beef (FQR _{i4}) (d/kg) | Milk (FQR _{i5}) (d/L) |
|---------|--|---------------------------------------|---------|--|---------------------------------------|
| H | 1.2×10^{-2} | 1.0×10^{-2} | In | 4.0×10^{-3} | 2.0×10^{-4} |
| Be | 1.0×10^{-3} | 2.0×10^{-6} | Sn | 1.0×10^{-2} | 1.0×10^{-3} |
| C | 3.1×10^{-2} | 1.2×10^{-2} | Sb | 1.0×10^{-3} | 1.0×10^{-4} |
| N | 1.0×10^{-2} | 1.0×10^{-2} | Te | 7.0×10^{-3} | 5.0×10^{-4} |
| F | 2.0×10^{-2} | 7.0×10^{-3} | I | 7.0×10^{-3} | 1.0×10^{-2} |
| Na | 8.0×10^{-2} | 4.0×10^{-2} | Xe | 0 | 0 |
| Al | 5.0×10^{-4} | 2.0×10^{-4} | Cs | 3.0×10^{-2} | 8.0×10^{-3} |
| P | 5.0×10^{-2} | 1.6×10^{-2} | Ba | 2.0×10^{-4} | 5.0×10^{-4} |
| S | 2.0×10^{-1} | 2.0×10^{-2} | La | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Cl | 6.0×10^{-2} | 2.0×10^{-2} | Ce | 2.0×10^{-5} | 3.0×10^{-5} |
| Ar | 0 | 0 | Pr | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| K | 2.0×10^{-2} | 7.0×10^{-3} | Nd | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Ca | 1.6×10^{-3} | 3.0×10^{-3} | Pm | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Sc | 1.5×10^{-2} | 5.0×10^{-6} | Sm | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Cr | 9.0×10^{-3} | 2.0×10^{-3} | Eu | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Mn | 5.0×10^{-4} | 3.0×10^{-4} | Gd | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Fe | 2.0×10^{-2} | 3.0×10^{-4} | Tb | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Co | 2.0×10^{-2} | 2.0×10^{-3} | Ho | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} |
| Ni | 5.0×10^{-3} | 2.0×10^{-2} | Ta | 5.0×10^{-6} | 5.0×10^{-6} |
| Cu | 1.0×10^{-2} | 2.0×10^{-3} | W | 4.0×10^{-2} | 3.0×10^{-4} |
| Zn | 1.0×10^{-1} | 1.0×10^{-2} | Ir | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-6} |
| Ge | 2.0×10^{-1} | 1.0×10^{-2} | Au | 5.0×10^{-3} | 1.0×10^{-5} |
| As | 1.5×10^{-3} | 1.0×10^{-4} | Hg | 1.0×10^{-1} | 5.0×10^{-4} |
| Se | 1.0×10^{-1} | 1.0×10^{-2} | Tl | 2.0×10^{-3} | 3.0×10^{-3} |
| Br | 2.0×10^{-2} | 2.0×10^{-2} | Pb | 8.0×10^{-4} | 3.0×10^{-4} |
| Kr | 0 | 0 | Bi | 2.0×10^{-3} | 5.0×10^{-4} |
| Rb | 1.5×10^{-2} | 1.0×10^{-2} | Po | 5.0×10^{-3} | 3.4×10^{-4} |
| Sr | 8.0×10^{-3} | 2.0×10^{-3} | Rn | 0 | 0 |
| Y | 2.0×10^{-3} | 2.0×10^{-5} | Ra | 1.0×10^{-3} | 1.0×10^{-3} |
| Zr | 1.0×10^{-6} | 6.0×10^{-7} | Ac | 2.0×10^{-5} | 2.0×10^{-5} |
| Nb | 3.0×10^{-7} | 2.0×10^{-6} | Th | 1.0×10^{-4} | 5.0×10^{-6} |
| Mo | 1.0×10^{-3} | 1.7×10^{-3} | Pa | 5.0×10^{-3} | 5.0×10^{-6} |
| Tc | 1.0×10^{-4} | 1.0×10^{-3} | U | 3.4×10^{-4} | 6.0×10^{-4} |
| Ru | 2.0×10^{-3} | 3.3×10^{-6} | Np | 1.0×10^{-3} | 5.0×10^{-6} |
| Rh | 1.0×10^{-3} | 5.0×10^{-3} | Pu | 1.0×10^{-4} | 1.0×10^{-6} |
| Pd | 1.0×10^{-3} | 5.0×10^{-3} | Am | 5.0×10^{-5} | 2.0×10^{-6} |
| Ag | 3.0×10^{-3} | 2.5×10^{-2} | Cm | 2.0×10^{-5} | 2.0×10^{-6} |
| Cd | 4.0×10^{-4} | 1.0×10^{-3} | Cf | 6.0×10^{-5} | 7.5×10^{-7} |

Tabla N° F.D.5

TABLE D.5 Aquatic Bioaccumulation Factors (FWR_{igk}) for Freshwater

| Element | Fish (k = 1) (L/kg) | Crustacea and Mollusks (k = 2) (L/kg) | Element | Fish (k = 1) (L/kg) | Crustacea and Mollusks (k = 2) (L/kg) |
|---------|------------------------|---|---------|------------------------|---|
| H | 1.0 | 1.0 | In | 1.0×10^4 | 1.5×10^4 |
| Be | 1.0×10^2 | 1.0×10^1 | Sn | 3.0×10^3 | 1.0×10^3 |
| C | 5.0×10^4 | 9.1×10^3 | Sb | 1.0×10^2 | 1.0×10^1 |
| N | 1.5×10^5 | 0 | Te | 4.0×10^2 | 7.5×10^1 |
| F | 1.0×10^1 | 1.0×10^2 | I | 4.0×10^1 | 5.0 |
| Na | 2.0×10^1 | 2.0×10^2 | Xe | 0 | 0 |
| Al | 5.0×10^2 | 1.0×10^3 | Cs | 2.0×10^3 | 1.0×10^2 |
| P | 5.0×10^4 | 2.0×10^4 | Ba | 4.0 | 2.0×10^2 |
| S | 1.0×10^3 | 2.4×10^2 | La | 3.0×10^1 | 1.0×10^3 |
| Cl | 1.0×10^3 | 1.9×10^2 | Ce | 3.0×10^1 | 1.0×10^3 |
| Ar | 0 | 0 | Pr | 1.0×10^2 | 1.0×10^3 |
| K | 1.0×10^3 | 2.0×10^3 | Nd | 1.0×10^2 | 1.0×10^3 |
| Ca | 1.0×10^3 | 3.3×10^2 | Pm | 3.0×10^1 | 1.0×10^3 |
| Sc | 1.0×10^2 | 1.0×10^3 | Sm | 2.5×10^1 | 1.0×10^3 |
| Cr | 2.0×10^2 | 2.0×10^3 | Eu | 5.0×10^1 | 1.0×10^3 |
| Mn | 4.0×10^2 | 9.0×10^4 | Gd | 2.5×10^1 | 1.0×10^3 |
| Fe | 2.0×10^2 | 3.2×10^3 | Tb | 2.5×10^1 | 1.0×10^3 |
| Co | 3.0×10^2 | 2.0×10^2 | Ho | 2.5×10^1 | 1.0×10^3 |
| Ni | 1.0×10^2 | 1.0×10^2 | Ta | 1.0×10^2 | 3.0×10^1 |
| Cu | 2.0×10^2 | 4.0×10^2 | W | 1.2×10^3 | 1.0×10^1 |
| Zn | 1.0×10^3 | 1.0×10^4 | Ir | 1.0×10^1 | 2.0×10^2 |
| Ge | 4.0×10^3 | 2.0×10^4 | Au | 3.5×10^1 | 1.0×10^3 |
| As | 3.0×10^2 | 3.0×10^2 | Hg | 1.0×10^3 | 2.0×10^4 |
| Se | 2.0×10^2 | 2.0×10^2 | Tl | 1.0×10^4 | 1.5×10^4 |
| Br | 4.2×10^2 | 3.3×10^2 | Pb | 3.0×10^2 | 1.0×10^2 |
| Kr | 0 | 0 | Bi | 1.5×10^1 | 1.0×10^1 |
| Rb | 2.0×10^3 | 1.0×10^3 | Po | 1.0×10^2 | 2.0×10^4 |
| Sr | 6.0×10^1 | 1.0×10^2 | Rn | 0 | 0 |
| Y | 3.0×10^1 | 1.0×10^3 | Ra | 5.0×10^1 | 2.5×10^2 |
| Zr | 3.0×10^2 | 6.7 | Ac | 1.5×10^1 | 1.0×10^3 |
| Nb | 3.0×10^2 | 1.0×10^2 | Th | 1.0×10^2 | 5.0×10^2 |
| Mo | 1.0×10^1 | 1.0×10^1 | Pa | 1.0×10^1 | 1.1×10^2 |
| Tc | 2.0×10^1 | 5.0 | U | 1.0×10^1 | 6.0×10^1 |
| Ru | 1.0×10^1 | 3.0×10^2 | Np | 3.0×10^1 | 4.0×10^2 |
| Rh | 1.0×10^1 | 3.0×10^2 | Pu | 3.0×10^1 | 1.0×10^2 |
| Pd | 1.0×10^1 | 3.0×10^2 | Am | 3.0×10^1 | 1.0×10^3 |
| Ag | 5.0 | 7.7×10^2 | Cm | 3.0×10^1 | 1.0×10^3 |
| Cd | 2.0×10^2 | 2.0×10^3 | Cf | 2.5×10^1 | 1.0×10^3 |

Tabla N° F.E.1

TABLE E.1 Runoff Coefficient Values

| Type of Area | Coefficient | Value |
|---|-------------|-------|
| Agricultural environment^a | | |
| Flat land with average slopes of 0.3 to 0.9 m/mi | c_1 | 0.3 |
| Rolling land with average slopes of 4.6 to 6.1 m/mi | c_1 | 0.2 |
| Hilly land with average slopes of 46 to 76 m/mi | c_1 | 0.1 |
| Open sandy loam | c_2 | 0.4 |
| Intermediate combinations of clay and loam | c_2 | 0.2 |
| Tight, impervious clay | c_2 | 0.1 |
| Woodlands | c_3 | 0.2 |
| Cultivated lands | c_3 | 0.1 |
| Urban environment | | |
| Flat, residential area — about 30% impervious | C_r | 0.4 |
| Moderately steep, residential area — about 50% impervious | C_r | 0.65 |
| Moderately steep, built-up area — about 70% impervious | C_r | 0.8 |

^a The runoff coefficient for an agricultural environment is given by $C_r = 1 - c_1 - c_2 - c_3$.

Source: Data from Gray (1970).

Tabla N° F.E.2

TABLE E.2 Representative Values of Saturated Hydraulic Conductivity, Saturated Water Content, and the Soil-Specific Exponential Parameter

| Texture | Hydraulic Conductivity, K_{sat} (m/yr) | Saturated Water Content, θ_{sat} | Soil-Specific Exponential Parameter, b |
|-----------------|--|---|--|
| Sand | 5.55×10^3 | 0.395 | 4.05 |
| Loamy sand | 4.93×10^3 | 0.410 | 4.38 |
| Sandy loam | 1.09×10^3 | 0.435 | 4.90 |
| Silty loam | 2.27×10^2 | 0.485 | 5.30 |
| Loam | 2.19×10^2 | 0.451 | 5.39 |
| Sandy clay loam | 1.59×10^2 | 0.420 | 7.12 |
| Silty clay loam | 5.36×10^1 | 0.477 | 7.75 |
| Clay loam | 7.73×10^1 | 0.476 | 8.52 |
| Sandy clay | 6.84×10^1 | 0.426 | 10.40 |
| Silty clay | 3.26×10^1 | 0.492 | 10.40 |
| Clay | 4.05×10^1 | 0.482 | 11.40 |

Source: Data from Clapp and Hornberger (1978).

Tabla N° F.E.3

TABLE E.3 Typical Average Distribution Coefficients for Various Elements in Sand, Soils, and Clays

| Element | Average Distribution Coefficient, ^a K_d (cm ³ /g) | | Geometric Standard Deviation | Element | Average Distribution Coefficient, ^a K_d (cm ³ /g) | | Geometric Standard Deviation |
|-----------------|--|-------------------|------------------------------|-------------------|--|-------|------------------------------|
| | Soils and Clays | Sand ^b | | | Soils and Clays | Sand | |
| As | 3 | 0.3 | 1.8 | Hg | 100 | 10 | - |
| Ba | 50 | 5 | - | Ni | 1,000 | 100 | - |
| Cd | 7 | 0.7 | 2.4 | Pu | 2,000 | 200 | 10 |
| Ce | 1,000 | 100 | 3.7 | Ra ^d | 70 | 7 | 7 |
| Cs ^c | 500 | 80 | 2.4 | Se | 3 | 0.3 | 1.9 |
| Cr (+6) | 4 | 0.4 | 9.0 | Ag | 100 | 10 | 3.7 |
| Co | 1,000 | 100 | - | Sr ^{d,e} | 3 | 3 | 7.4 |
| Cu | 20 | 2 | 3.0 | Th | 60,000 | 6,000 | 4.5 |
| F | 0 | 0 | - | Tritium | 0 | 0 | - |
| Fe | 1,000 | 100 | - | U | 50 | 5 | 3.6 |
| La | 1,000 | 100 | - | Va | 1,000 | 100 | - |
| Pb | 100 | 10 | 5.5 | Zn | 20 | 2 | 6.7 |
| Li | 500 | 50 | - | Zr | 1,000 | 100 | - |
| Mn | 200 | 20 | 15 | | | | |

^a Data for As, Cd, Ce, Cr, Co, Cu, Pb, Mn, Pu, Se, Ag, Sr, Th, U, and Zn from Baes and Sharp (1983); the values of K_d are the geometric means of the literature data (see also Gilbert et al. 1983, pp. 3-57 to 3-60). Data for other elements from Nuclear Safety Associates (1980), except as noted. All values have been rounded to one significant figure.

^b The values are taken to be 10% of the values of soils and clays (Nuclear Safety Associates 1980), except for Cs.

^c From Isherwood (1981), using soil and quartz sand data, rounded to one significant digit.

^d Sources: U.S. Nuclear Regulatory Commission (1980); Gee et al. (1980).

^e The corresponding values from Isherwood (1981) for Sr are 73 for soils, 2.5 for quartz sand, and 24 for other sands.

Tabla N° F.E.4

TABLE E.4 Distribution Coefficients for Strontium and Cesium^a

| Conditions | K_d (cm ³ /g) | |
|--|----------------------------|-------------|
| | Strontium | Cesium |
| Basalt, 32-80 mesh | 16-140 | 790-9,500 |
| Basalt, 0.5-4 mm, 300 ppm TDS | 220-1,200 | 39-280 |
| Basalt, 0.5-4 mm, sea water | 1.1 | 6.5 |
| Basalt-fractured in-situ measurement | 3 | |
| Sand, quartz - pH 7.7 | 1.7-3.8 | 22-310 |
| Sands | 13-43 | 100 |
| Carbonate, greater than 4 mm | 0.19 | 14 |
| Dolomite, 4,000 ppm TDS | 5-14 | |
| Granite, greater than 4 mm | 1.7 | 34 |
| Granodiorite, 100-200 mesh | 4-9 | 8-9 |
| Granodiorite, 0.5-1 mm | 11-23 | 1,000-1,800 |
| Hanford sediments | 50 | 300 |
| Tuff | 45-4,000 | 800-18,000 |
| Soils | 19-280 | 190-1,100 |
| Shaley siltstone, greater than 4 mm | 8 | 310 |
| Sandstone, greater than 4 mm | 1.4 | 100 |
| Alluvium, 0.5-4 mm | 48-2,500 | 120-3,200 |
| Salt, greater than 4 mm, saturated brine | 0.19 | 0.027 |

^a All values have been rounded to two significant figures.

Source: Data from Isherwood (1981).

Tabla N° F.E.6

TABLE E.6 Distribution Coefficients for Several Radionuclides from Various Sources

| Element | pH | K_d (cm ³ /g) | Source | Element | pH | K_d (cm ³ /g) | Source | |
|---------|-------|-------------------------------|---|-----------------------|--------------------|-------------------------------|-----------------------|----------------------|
| Uranium | 2 | 0 | Rancon (1973) | Lead | 2.2 | 1,850 | Gee et al. (1980) | |
| | 8 | 100 | | | 7.7 | 10,000 | | |
| | 10 | 600 | | Baes and Sharp (1983) | Strontium | 2 | 0.1 | Staley et al. (1979) |
| | 13 | 50 | | | | 3 | 6 | |
| | 2.2 | 1.3 | 7 | | | 500 | | |
| | 7.7 | 23,000 | Gee et al. (1980) | 10 | 170 | | | |
| | 4-9 | 45 ^a | | Baes and Sharp (1983) | 4-9 | 27 ^d | Baes and Sharp (1983) | |
| Thorium | 2 | 500 | Rancon (1973) | Cesium | 3 | 45 | Staley et al. (1979) | |
| | 5 | 3,000 | | | 5 | 150 | | |
| | 7 | 50,000 | | | 8 | 905 | | |
| | 13 | 50 | | 10 | 650 | | | |
| | 2.2 | 1.2 | Gee et al. (1980) | Plutonium | 2 | 150 | Staley et al. (1979) | |
| | 7.7 | 80,000 | | | 5 | 250 | | |
| | 4-9 | 60,000 ^b | Baes and Sharp (1983) | 7 | 8,500 | | | |
| Radium | 2 | 0 | U.S. Nuclear Regulatory Commission (1980) | 11 | 1,000 | Baes and Sharp (1983) | | |
| | 4 | 12 | | 4-9 | 1,800 ^f | | | |
| | 6 | 60 | | Gee et al. (1980) | Deuterium | | All | 0 |
| | 7 | 100 | | | | | | |
| | 2.2 | 13 | | | | | | |
| 7.7 | 2,400 | | | | | | | |

Geometric mean (GM) of values ranging from 11 to 4,400, with a geometric standard deviation (GSD) of 3.7.

GM of values ranging from 2,000 to 510,000, with a GSD of 4.5.

GM of values ranging from 4.5 to 7,600, with a GSD of 5.5.

GM of values ranging from 0.15 to 3,300, with a GSD of 7.4.

GM of values ranging from 10 to 52,000, with a GSD of 6.7.

GM of values ranging from 11 to 300,000, with a GSD of 10.

Tabla N° F.E.7

TABLE E.7 Representative Porosity Values

| Material | Total Porosity, p_t | | Effective Porosity, p_e | |
|-----------------------------|-----------------------|-----------------|---------------------------|-----------------|
| | Range | Arithmetic Mean | Range | Arithmetic Mean |
| Sedimentary material | | | | |
| Sandstone (fine) | - | - | 0.02-0.40 | 0.21 |
| Sandstone (medium) | 0.14-0.49 | 0.34 | 0.12-0.41 | 0.27 |
| Siltstone | 0.21-0.41 | 0.35 | 0.01-0.33 | 0.12 |
| Sand (fine) | 0.25-0.53 | 0.43 | 0.01-0.46 | 0.33 |
| Sand (medium) | - | - | 0.16-0.46 | 0.32 |
| Sand (coarse) | 0.31-0.46 | 0.39 | 0.18-0.43 | 0.30 |
| Gravel (fine) | 0.25-0.38 | 0.34 | 0.13-0.40 | 0.28 |
| Gravel (medium) | - | - | 0.17-0.44 | 0.24 |
| Gravel (coarse) | 0.24-0.36 | 0.28 | 0.13-0.25 | 0.21 |
| Silt | 0.34-0.51 | 0.45 | 0.01-0.39 | 0.20 |
| Clay | 0.34-0.57 | 0.42 | 0.01-0.18 | 0.06 |
| Limestone | 0.07-0.56 | 0.30 | -0-0.36 | 0.14 |
| Wind-laid material | | | | |
| Loess | - | - | 0.14-0.22 | 0.18 |
| Eolian sand | - | - | 0.32-0.47 | 0.38 |
| Tuff | - | - | 0.02-0.47 | 0.21 |
| Igneous rock | | | | |
| Weathered granite | 0.34-0.57 | 0.45 | - | - |
| Weathered gabbro | 0.42-0.45 | 0.43 | - | - |
| Basalt | 0.03-0.35 | 0.17 | - | - |
| Metamorphic rock | | | | |
| Schist | 0.04-0.49 | 0.38 | 0.22-0.33 | 0.26 |

Source: Data from McWorter and Sunada (1977).

ANEXO G
VISTAS FOTOGRÁFICAS

G.1. RESIDUOS RADIATIVOS

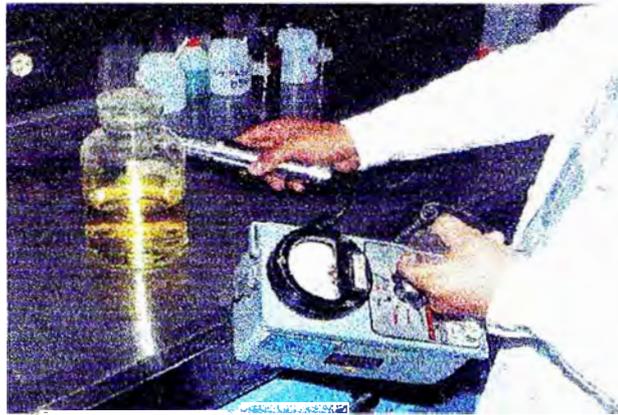


Foto N° 1. Monitoraje de residuo radiactivo líquido proveniente de la Planta de Decaimiento del Reactor.



Fotos N° 2, 3. Fuentes selladas en desuso provenientes de usuarios externos.



Foto N° 4. Bultos de residuos biológicos.

G.2. PLANTA DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS



Fotos N° 5, 6. Vistas aéreas de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos

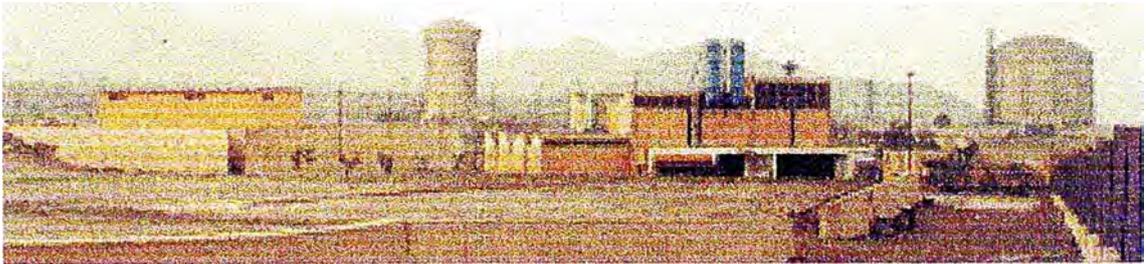


Foto N° 7. Vista panorámica de la Planta



Foto N° 8. Area del terreno destinado para la construcción del repositorio

G3. TRATAMIENTO Y ANÁLISIS DE MUESTRAS RADIATIVAS



Foto N° 9. Laboratorios

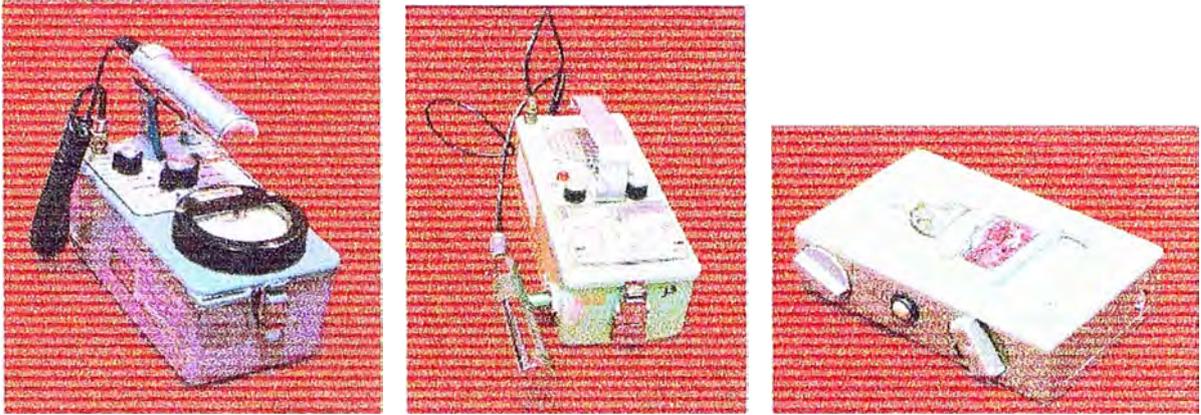


Foto N° 10. Campana radioquímica



Foto N° 11. Cadena de medición de radiación

G.4. ACONDICIONAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS



Fotos N° 12, 13, 14. Monitores para determinar la tasa de exposición antes y después del acondicionamiento.



Foto N° 15. Monitoraje de fuente en desuso



Foto N° 16. Colocación de la fuente en el cilindro

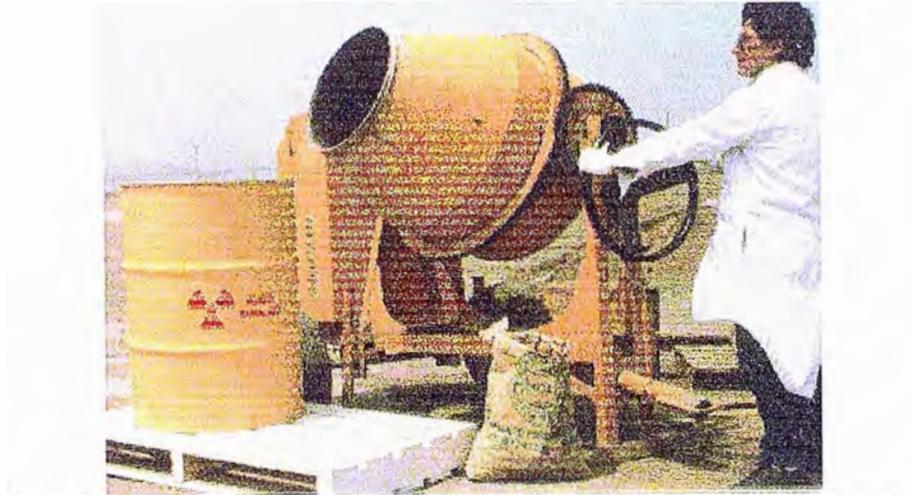


Foto N° 17. Preparación y colocación de la matriz de concreto



Foto N° 18. Prensa compactadora.

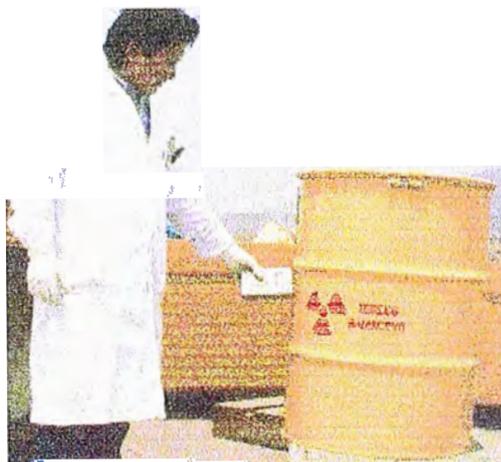


Foto ° 19. Monitoraje de residuo radiactivo acondicionado

G.5. DISPOSICIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

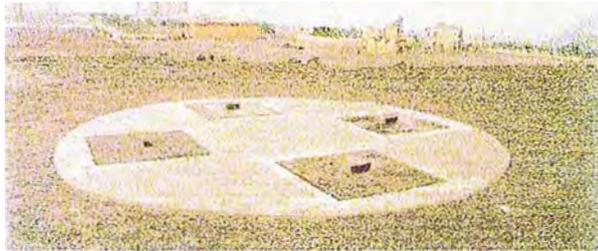
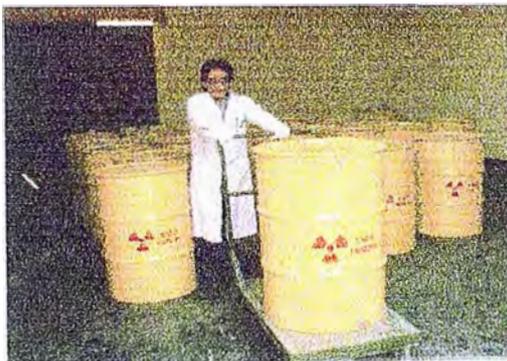


Foto N° 20. Pozo de residuos biológicos



Foto N° 21. Vista del almacén temporal



Fotos N° 22, 23. Recolección y segregación de residuos radiactivos



Foto N° 24. Corrida de códigos de cálculo: DUST y ResRad

G.6. ESCENARIO



Fotos N° 25, 26. Río Chillón



Foto N° 27. Pozo de agua



Fotos N° 28, 29. Tanque de reserva para abastecimiento de agua.



Fotos N° 30, 31. Pueblo de Huarangal.



Foto N° 32. Encuesta sobre hábitos dietéticos

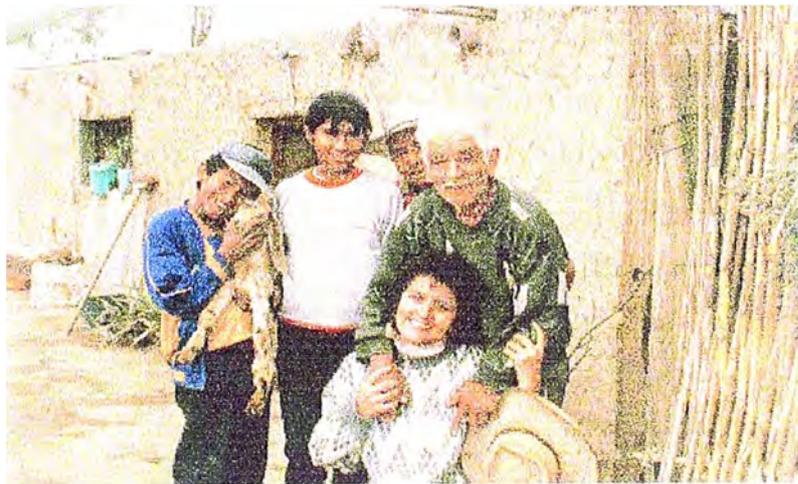
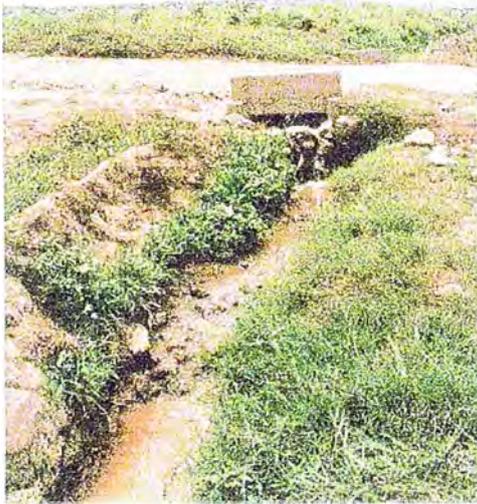


Foto N° 33. Grupo crítico

G.7. RECURSOS Y USOS DEL AGUA



Foto N° 34. Río Chillón



Fotos N° 35, 36. Agua para riego, sistema de riego por zanjas



Fotos N° 37, 38. Usos domésticos del agua del río



Foto N° 39. Tanque de Reserva de agua

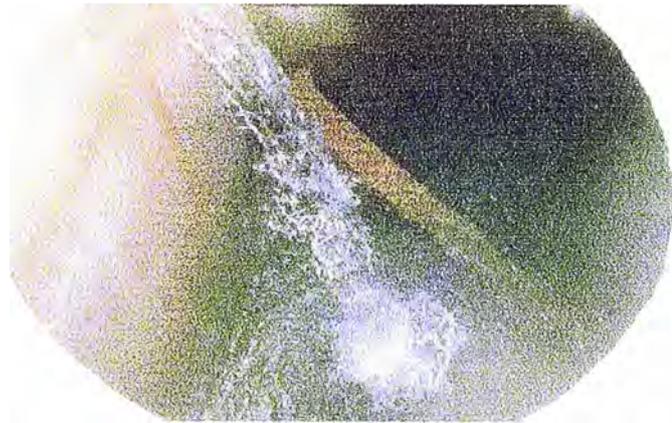


Foto N° 40. Agua proveniente del pozo al tanque de reserva



Foto N° 41. Medio de vida acuática en el Centro Nuclear

G.8. AREAS VERDES Y USOS DE LA TIERRA



Foto N° 42. Área verde del Centro Nuclear



Foto N° 43. Área verde de la Planta de Gestión de Residuos Radiactivos



Foto N° 44. Vivero del Centro Nuclear



Foto N° 45. Vegetación alrededor del tanque de reserva de agua del C.N.



Foto N° 46. Arado de la tierra de cultivo

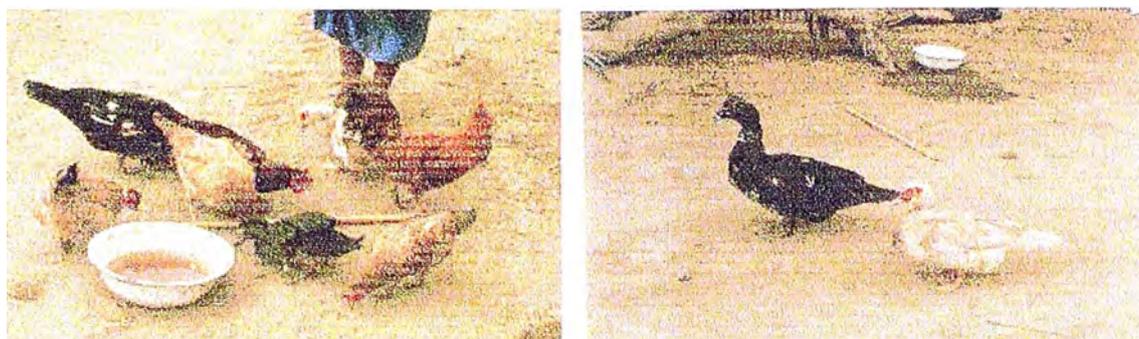


Foto N° 47, 48. Cultivo de alimentos vegetales y de flores

G.9. FAUNA DE LA ZONA (VÍAS DE INGESTIÓN)



Fotos N° 49, 50. Aves



Fotos N° 51, 52. Aves de corral



Foto N° 53. Roedores



Fotos N° 54, 55. Animales de carga



Fotos N° 56, 57, 58. Ganado vacuno



Fotos N° 59, 60. Ganado caprino



Foto N° 61. Ingestión de leche

G.10. FLORA DE LA ZONA (VÍAS DE INGESTIÓN)



Foto N° 62. Vegetales producidos en el vivero del C. N.



Foto N° 63. Flores



Foto N° 64. Patatas



Foto N° 65. Zapallo



Fotos N° 66. Maiz



Foto N° 67. Bananos

G.11. RECONOCIMIENTO DE HOJAS, TALLOS Y RAÍCES



Foto N° 68. Vegetales de tallo largo



Foto N° 69. Vegetales de tallo corto



Foto N° 70. Comparación de hojas de diferentes plantas



Foto N° 71. Comparación de hojas de diferentes plantas



Foto N° 72. Hojas de zapallo



Foto N° 73. Flor y raíz de zapallo



Foto N° 74. Tallo y raíz de maíz



Foto N° 75. Tallo y raíz de brócoli



Foto N° 76. Hojas y raíz de patata