

UNIVERSIDAD NACIONAL DE INGENIERIA  
FACULTAD DE CIENCIAS  
SECCION DE POST-GRADO Y 2da ESPECIALIZACION PROFESIONAL



TESIS PARA OPTAR EL GRADO DE  
MAESTRIA EN CIENCIAS  
MENCION ENERGIA NUCLEAR

DISEÑO DE UNA PLANTA DE GESTION  
DE RESIDUOS RADIATIVOS DE UN  
CENTRO DE INVESTIGACION NUCLEAR

PRESENTADA POR:

MARIO CESAR *MALLAUPOMA* GUTIERREZ

LIMA - PERU

1994

## INDICE

Sumario

Pág.

### CAPITULO I

#### CONSIDERACIONES GENERALES DE PROTECCION RADIOLOGICA

1.1 Definiciones Básicas	... 01
1.2 Interacción de la Radiación con la Materia	... 09
1.3 Efectos Biológicos de las Radiaciones	... 12
1.4 Las Radiaciones Naturales	... 16

### CAPITULO II

#### GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS

II.1 Consideraciones Generales	....19
11.2 Tipos y Clasificación de Residuos	....28
11.3 Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos..	35
a) Técnica de Precipitación Química	
11.4 Tratamiento de Residuos Sólidos	....41
a) Técnica de Compactación	
b) Técnica de Cementación	
11.5 Factores de Selección para Sistemas de Gestión de Residuos Radiactivos .....	43

11.6 Principios que rigen la Gestión de Residuos	
Radiactivos .....	<b>44</b>
11.7 Eliminación de Residuos al Medio Ambiente .....	<b>46</b>

### CAPITULO III

#### DISEÑO DEL SISTEMA DE GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS

III.1	Consideraciones Básicas en el Diseño del Sistema .....	<b>51</b>
	a) Determinación de Términos Fuentes	
	b) Características del Sistema de Gestión de Residuos radiactivos	
	c) Descripción de las Instalaciones	
111.2	Descripción de los Sistemas de tratamiento y <b>Acondicionamiento de Residuos Radiactivos..</b>	<b>88</b>
	a) <b>Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos</b>	
	b) <b>Tratamiento de residuos Radiactivos Sólidos</b>	
	c) <b>Tratamiento de residuos radiactivos Gaseosos</b>	
111.3	<b>Planta de tratamiento Químico .....</b>	109
	a) Descripción de la Planta	
	b) Condiciones de Diseño	

## CAPITULO IV

### CALCULOS

IV. 1	Balance de Masa .....	12.6
	a) Reactivos para la Precipitación Química	
	b) Requerimiento de cemento en el acondicionamiento de Lodos	
IV.2	Dimensionamiento del lecho de Infiltración	133
IV.3	Requerimiento de Cilindros para el Acondicionamiento de residuos Radiactivos.	136
	a) Residuos Líquidos	
	b) Residuos Sólidos	
IV. 4	Dimensionamiento de Tanques y Cisternas....	142
IV.4.1	Residuos Líquidos .....	142
	a) Cisternas de Almacenamiento y Decaimiento, del Reactor y Planta de Producción de Radioisótopos	
	b) Tanques y Cisternas de la Planta de tratamiento Químico	
	c) Cálculo de Pérdida de Carga y Potencia de Bombas	
	d) Cálculo de Tasa de Exposición en el Tanque de Precipitación Química	

IV.4.2	Residuos Sólidos .....	167
	a) <b>Cubículos</b> para fuentes selladas agotadas	
	b) Trinchera para almacenamiento de Residuos sólidos	
	<b>CONCLUSIONES</b>	171
	<b>ANEXOS</b>	173
	<b>A.1</b> Factor de Fricción de <b>Fanning</b>	
	<b>A.2</b> Parámetros de rugosidad para tuberías	
	<b>A.3</b> Factores de Pérdida de Carga por fricción en Accesorios	
	<b>A.4</b> Flujo y Velocidad de Agua en Tuberías	
	<b>A.5</b> Velocidad de Fluidos recomendados en diferentes tipos de Tuberías	
	<b>A.6</b> Fracción de Transmisión versus Espesor de Concreto para <b>Cs-137</b> y <b>Co-60</b>	
	<b>BIBLIOGRAFIA</b>	180

## INDICE DE FIGURAS

	Pág.
1. Dosis debida a fuentes naturales de Radiación	18
2. Etapas de la Gestión de Residuos Radiactivos.	20
3. Acondicionamiento de res. de baja actividad..	36
4. Cilindros para residuo de mediana actividad..	37
5. Opciones para disposición de residuos...	45
6. Vías de exposición por dispersión atmosférica	48
7. Vías de exposición por vía acuática..	48
8. Gestión de res.radiactivos a nivel nacional..	52
9. Diagrama de una Instalación Centralizada...	53
10. Diagrama de tratamiento y acondicionamiento..	54
11. Concepto de Minimización de residuos.....	65
12. Area centralizada de gestión de residuos...	76
13. Edificio para tratam. y acondicionamiento...	78
14. Edificio de tratamiento con equipamiento...	80
15. Cubículo para fuentes selladas agotadas...	82
16. Almacenamiento de sólidos acondicionados...	84
17. Lecho de infiltración de residuos líquidos...	85
18. Cisternas de la planta de decaimiento....	87
19. Acondicionamiento de residuos sólidos....	9.3
20. Diagrama del acondicionamiento de resinas....	95
21. Acondicionamiento de fuentes selladas....	96

22. Método simple para el acondicionamiento de fuentes selladas agotadas .....	97
23. Residuos sólidos en concreto .....	99
24. Diagrama del sistema de ventilación....	104
25. Distribución del sistema de ventilación...	105
26. Vista de planta del sistema de ventilación..	108
27. Planta de trat. químico - Inst.Hidráulicas...	111
28. Sistema Integral de Planta de Trat. Químico.	112
29. Vista frontal-Planta de Tratamiento Químico.	124
30. Vista lateral-Planta de Tratamiento Químico.	125

## INDICE DE TABLAS

	pág.
I. Relación entre unidades de radiación...	03
II. Efectos determinísticos en el hombre ...	15
III. Clasificación de residuos líquidos. ....	31
IV. Categorías de residuos radiactivos sólidos	31
V. Factores de descontaminación .....	40
VI. Fuentes y cantidades de residuos en un Centro Nuclear con Inst. Radiactivas ...	58
VII. Producción anual de residuos a ser gestionados en la Inst. Centralizada ...	59
VIII. Requerimiento de datos para residuos gestionados en la Inst. Centralizada .....	61
IX. Principales radionucleidos usados en la Industria, Investigación y Medicina...	63
X. Volumen estimado de residuos radiactivos acondicionados para disposición .....	71
XI. Pérdida de carga en cañería de Planta de decaimiento a lecho Infiltración .....	152
XII. Pérdida de carga en cañería durante la recirculación del fluido entre los tanques de la Planta de decaimiento .....	152



XIII.	Pérdida de carga en cañería- tanque de recolección a tanque de alimentación...	158
XIV.	Pérdida de carga en cañería- tanque de alimentación a tanque de precipitación	158
XV.	Pérdida de carga en cañería- tanque de precipitación a <del>cementador</del> .....	162
XVI.	Pérdida de carga en cañería- tanque de Precipitación a tanque de clarificados	164
XVII.	Pérdida de carga en <del>cañería-tanque</del> de clarificado a lecho de infiltración	164

## **RESUMEN**

En el desarrollo de la presente Tesis se plantea el diseño de una Instalación Centralizada a nivel nacional, de gestión de residuos **radiactivos**, en concordancia con el tipo y características de instalaciones radiactivas y nuclear existente en nuestro país. El tema está centrado en el desarrollo de un sistema que permita gestionar los residuos radiactivos , generados en las aplicaciones médicas, industriales, investigación, reactor nuclear y una planta para procesamiento de **radioisótopos** aunque también sienta las bases para el tratamiento y acondicionamiento seguro de residuos radiactivos, que se producirían en nuestro país, en el supuesto caso que se decidiera la construcción de un reactor nuclear para generar energía eléctrica. La Instalación Centralizada estará ubicada dentro de un Centro de Investigación Nuclear.

El objetivo esencial de un sistema de Gestión de residuos radiactivos es, asegurar la protección de las generaciones presentes y futuras y de su medio ambiente, mientras las sustancias radiactivas contenidas en los residuos no hayan alcanzado por desintegración niveles inofensivos, lo que naturalmente será función del período de **semidesintegración** de cada isótopo.

También observamos , que la tecnología evoluciona permanentemente. Precisamente el sistema de gestión de residuos radiactivos planteado, difiere en filosofía de la concepción del sistema inicial que se había diseñado en nuestro país. Existe innovación. El sistema que se desarrolla en la presente Tesis, no sólo resulta ser más económico ~~sinó~~ fundamentalmente más seguro y por ello ha encontrado apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica para su implementación.

El sistema resulta ser económico, si se tiene en cuenta que su desarrollo permitirá gestionar en forma segura los residuos radiactivos producidos a nivel nacional y de esa manera evitar que se produzcan accidentes, como los ocurridos en otros países, en donde en algunos casos se requirieron montos mayores a treinta millones de dólares americanos , en los trabajos de descontaminación , además de las irreparables vidas humanas que se perdieron.

El desarrollo de la presente Tesis plantea la solución al problema de la gestión segura de los residuos radiactivos en nuestro país.

## CAPITULO I

### CONSIDERACIONES GENERALES DE PROTECCION RADIOLOGICA

#### 1.1 Definiciones Básicas

##### Atomo

Elemento constitutivo de la materia que estuvo considerado como la porción más pequeña de un cuerpo simple, y que hoy se ha visto que se halla formado por un núcleo compuesto de protones y neutrones , alrededor del cual circulan normalmente tantos electrones como protones tiene aquél. Elemento primario de la composición química de los cuerpos.

##### Isótopo

Atomos que tienen el mismo número atómico , y por tanto , las mismas propiedades químicas aunque tienen distinta masa atómica; es decir, tienen distinto número de neutrones en el núcleo.

##### Actividad

Es el cociente de  $dN/dT$ . Es el valor esperado del número de transiciones nucleares espontáneas de ese estado de energía en el intervalo  $dT$ .

##### Becquerel

Es la unidad de radiactividad en el Sistema

Internacional, equivalente a una desintegración por segundo (Tabla I).

#### Dosis

Es la medida de la radiación recibida o absorbida por un blanco. Se expresa actualmente en forma de magnitudes tales como la dosis absorbida y la dosis equivalente, que tienen como dimensiones la energía dividida por la masa.

#### Límite Anual de Incorporación

El valor menor de la incorporación de un radionucleido determinado, durante un año, en el hombre de referencia, que se traduciría bien en una dosis equivalente efectiva integrada durante 50 años de 50 mSv, o bien en una dosis equivalente integrada durante 50 años, en el cristalino, de 150 mSv o, en cualquier otro órgano o tejido, de 500 mSv. (Ref. 1)

#### Dosis Absorbida

Es una medida de la energía entregada en el punto de interés sobre el material situado en dicho punto. La unidad de dosis absorbida es el Gray (Gy).

#### Dosis Equivalente

Es una indicación del riesgo biológico previsible y para los efectos de Protección Radiológica se define como el producto  $D \cdot Q \cdot N$  en el punto de interés de un tejido, siendo  $D$  la dosis absorbida,  $Q$  el factor de calidad y  $N$  el producto de cualquier otro factor

**TABLA I**

**Relación entre las Unidades de Radiación antiguas y nuevas**

<b>CATEGORIA</b>	<b>UNIDAD ANTIGUA</b>	<b>SÍMBOLO</b>	<b>UNIDAD NUEVA</b>	<b>SÍMBOLO</b>	<b>DIMENSION</b>	<b>EQUIVALENCIA</b>
Actividad	curie	C	bequerelio	Bq		$1\text{Ci} = 3.7 \text{ E}+10\text{Bq}$
Dosis Absorbida	rad	rad	gray			$1 \text{ r} = 0.01 \text{ G}$
Dosis equivalente			ve			$1 \text{ R} = 0.01 \text{ Sv}$

modificadorio.

### **Gray**

Es la unidad de dosis absorbida. Se define

COMO:

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ Joule/Kg}$$

$$1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$$

### **Sievert**

Es la unidad de dosis equivalente.

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ Joule/Kg}$$

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

### **Radiación Ionizante**

Nombre genérico que es utilizado para designar las radiaciones de naturaleza **corpúscular** y/o **electromagnética**, que en su interacción con la materia produce ionización y/o excitación.

### **Autoridad Nacional**

Es la máxima autoridad , ejercida por el presidente del Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN), para resolver y dictaminar sobre asuntos en el ámbito nuclear.

### **Límite de Dosis**

Dosis máxima recomendada por la Autoridad Nacional como parte del sistema de limitación de dosis.

### **Blindaje**

Material interpuesto entre una fuente de radiación y las personas o el equipo u otros objetos, con

el fin de atenuar la radiación.

### **Período de Semidesintegración**

Es el intervalo de tiempo necesario para que un **radionucleido** determinado reduzca su actividad a la mitad.

### **Efluente Radiactivo**

Son materiales radiactivos líquidos o en forma de aerosol que son descargados al medio ambiente.

### **Factor de Descontaminación**

Es la razón entre el nivel inicial de radiactividad del material contaminante y el nivel residual logrado mediante un proceso de descontaminación.

### **Grupo Crítico**

Para una determinada fuente de radiación, son las personas del público cuya **exposición, razonablemente**, es homogénea y característica de los individuos que reciben la más alta dosis equivalente efectiva procedente de la fuente.

### **Ingestión**

Es la incorporación del material radiactivo por conducto del sistema gastrointestinal.

### **Inhalación**

Es la incorporación del material radiactivo por conducto del sistema respiratorio.



### Límite

Es el valor de una magnitud que no se debe rebasar.

### Riesgo

Es la probabilidad de que un individuo determinado experimente un efecto estocástico nocivo dado, como resultado de una exposición a la radiación.

### Vigilancia Radiológica

Es la medición de la radiación o de la radiactividad por razones relacionadas con el control de la exposición a una radiación o un material radiactivo, y la interpretación de tales mediciones.

### Gestión de Residuos Radiactivos

Serie de actividades que se tienen que desarrollar para disponer en forma segura los residuos radiactivos. Comprende las etapas de recolección, monitoraje, tratamiento, acondicionamiento, transporte y disposición.

### Tratamiento de Residuos

Operaciones que se realizan para aumentar la seguridad y disminuir costos, a través del cambio de las características del residuo. Los tres objetivos básicos del tratamiento son reducción de volumen, remoción de los radionucleidos del residuo y el cambio de la composición.

## Acondicionamiento de Residuos

Son operaciones que transforman los residuos dentro de una forma adecuada para el transporte y/o almacenamiento y/o disposición. Las operaciones pueden incluir la conversión del residuo a otra forma, incluyendo el residuo en contenedores, y considerando embalaje adicional. (Ref. 3)

### Solidificación

Es la conversión de materiales o mezclas líquidas a sólidos.

### Precipitación Química

Es el método químico estándar que es usado en el tratamiento de residuos radiactivos líquidos. Los radionucleidos son removidos del líquido ya sea formando o siendo arrastrado por un producto insoluble formado por una reacción química.

### Cementación

Es el proceso de incorporar los residuos dentro de una matriz de concreto como una forma adecuada de inmovilización.

### Compactación

Es la reducción en el volumen de un material , debido al incremento de su densidad , por aplicación de presión externa.

### **Bidón**

Es el **contenedor, utilizado** para acondicionar y transportar los residuos radiactivos.

### **Descontaminación**

Es la remoción o reducción de la contaminación radiactiva.

### **Disposición**

Es la colocación de materiales radiactivos dentro de un medio de disposición sin la intención de recuperarlo.

### **Almacenamiento Temporal**

Es el almacenamiento de materiales radiactivos de forma tal que ; sea previsto el aislamiento , enfriamiento, **monitoreo**, protección ambiental y control humano, y asimismo se esperan acciones posteriores que involucren el tratamiento transporte y disposición o **reprocesamiento**.

### **Residuos de Alta Actividad**

Son los residuos altamente radiactivos que contienen principalmente productos de fisión y algunos **actínidos** resultantes del **reprocesamiento** del elemento combustible.

### **Residuos de Nivel Intermedio**

Son residuos cuyo nivel de actividad y

producción de calor son inferiores a los desechos de alta actividad pero que requieren generalmente blindaje durante su manipulación y transporte.

#### Residuos de Nivel Bajo

Son los residuos que, debido a su bajo contenido de radionucleidos, no requieren blindaje durante la manipulación y transporte normal.

#### Zona Controlada

Es la zona donde los trabajadores podrían recibir dosis superiores a tres décimas de los límites de dosis equivalente profesional durante el período previsto de trabajo, y en la que se aplican por consiguiente controles apropiados.

### 1.2 Interacción de la Radiación con la Materia

#### a) Interacción de las Partículas Alfa con la Materia

Las partículas alfas son emitidas principalmente por los núcleos radiactivos de elevado número atómico. Cuando una partícula pesada y cargada como es el caso de la partícula alfa, interacciona fundamentalmente con los electrones atómicos no sufre desviación apreciable, debido a su gran masa. Su trayectoria viene a ser una línea recta. Si la sustancia atravesada es un gas monoatómico, prácticamente toda la

energía de la partícula se emplea en ionizar dicho gas; en cambio, en gases con moléculas más complejas una parte apreciable de la energía se invierte en excitación o disociación de tales moléculas. **(Ref. 4)**

#### **b) Interacción de las Partículas Beta con la Materia**

Las partículas betas , debido a su pequeña masa , sufren desviaciones notables al chocar o **interaccionar** con electrones o núcleos atómicos, y a la vez producen ionizaciones, siendo esta forma donde se pierde la mayor parte de su energía.

Las partículas betas debido a que sufren una serie de **desviaciones, tienen** una trayectoria irregular y la profundidad de **penetración, de** varias partículas betas de la misma **energía, en** una misma **materia, pueden** ser muy distintas.

Las partículas betas , emitidas por núcleos radiactivos de la misma **especie, pueden** tener una energía inicial variable , de manera continua , entre cero y **un** máximo bien definido característico del isótopo en cuestión. Es este valor máximo el que define el alcance de la radiación beta en una determinada sustancia.

### c) Interacción de la Radiación Gamma con la Materia

La interacción de la radiación gamma con la materia es más compleja que la de la radiación alfa y beta. En general, la interacción directa da lugar a la liberación de electrones secundarios.

Esta primera interacción directa puede efectuarse por cualquiera de los tres procesos siguientes: efecto fotoeléctrico, efecto Compton y creación de pares. En el efecto fotoeléctrico el rayo gamma es completamente absorbido y toda su energía es comunicada a un electrón, el cual escapa del átomo al que estaba ligado, con una energía cinética igual a la diferencia entre la del rayo gamma y su energía de ligadura del átomo.

En cuanto a su dependencia con la energía de los fotones gamma incidente, la probabilidad de que tenga lugar el efecto fotoeléctrico es notablemente mayor a energías bajas.

En el efecto Compton el fotón gamma incidente solo cede al electrón libre con el que choca una parte de su energía convirtiéndose en otro fotón de menor energía y, por tanto, de menor frecuencia, desviado además de su trayectoria inicial. La interacción viene regida por los principios de conservación de la energía y de la cantidad

de movimiento.

En la creación de pares , el fotón gamma desaparece totalmente y en su lugar aparece un electrón y un positrón. Se trata de una transformación de energía en materia, de acuerdo con la fórmula de equivalencia de Einstein ( $E = mc^2$ ). Como la suma de las masas en reposo del electrón y positrón equivalen a una energía de 1.02 Mev, ésta habrá de ser la energía mínima de la radiación gamma para que pueda tener lugar el efecto de creación de pares.

### 1.3 Efectos Biológicos de las Radiaciones

A pesar que los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes son por lo general bien conocidos, no se han podido explicar todavía todos los mecanismos de acción. En términos muy amplios, es sabido que interviene una serie de procesos cuando se deposita energía radiactiva en los tejidos vivos. Las reacciones primarias se producen a brevísimo plazo en la estructura celular y son el resultado ya sea de la acción física directa causante de la ionización y/o la excitación de las moléculas, o de la acción indirecta, con la producción por ionización de radicales libres sumamente reactivos, que pueden a su vez provocar lesiones en dichas

moléculas. El resultado de las lesiones moleculares son alteraciones estructurales y funcionales de las células irradiadas mediante una cadena de reacciones secundarias que se pueden prolongar durante mucho tiempo después de la irradiación. (Ref. 6)

Los efectos perjudiciales de la radiación en el hombre se clasifican corrientemente en:

- Somáticos, si afectan a células somáticas y, por lo tanto, se manifiestan en la persona expuesta.

- Genéticos o hereditarios, si afectan a las células germinales y, en consecuencia, aparecen en los descendientes de las personas irradiadas.

También se establece una distinción entre efectos estocásticos y no estocásticos:

- Efectos estocásticos, que se caracterizan por el hecho de que únicamente su probabilidad es función de la dosis, en tanto que su gravedad no cambia con la dosis, que ya es máxima. Se denominan estocásticos porque aparecen en forma aleatoria en una población irradiada. Es imposible predecir cuales serán las personas de la población que finalmente presentarán uno de estos efectos y es igualmente imposible distinguir un caso inducido por radiación de otros casos de la misma enfermedad que



aparecen en un número relativamente elevado de individuos de la población, aun en ausencia de una dosis de radiación recibida superior a la de radiación natural de fondo.

- Efectos no **estocásticos** , es aquel cuya gravedad varía con la dosis. Su gravedad se **acentua** al aumentar la **dosis**, aunque los mismos no aparecerán por debajo de una dosis determinada, característica de cada **efecto**, llamada dosis umbral. Los efectos no **estocásticos** son probables después de la absorción de dosis muy altas de radiación. Este tipo de exposición es excepcional y solo se daría en casos de accidentes graves.

En la Tabla II se puede observar los efectos **determinísticos** que se producen en el ser humano en caso recibiera diversos niveles de dosis.

La naturaleza y gravedad de las lesiones causadas por las radiaciones nucleares dependen de varias circunstancias las cuales son **principalmente, aparte** de la dosis total recibida , la clase de radiación , el que la exposición proceda de fuentes externas o internas al cuerpo , el que haya sido recibida por una parte o la totalidad del mismo, y el intervalo de tiempo total de irradiación o dosis unitaria media recibida. De aquí se puede comprender de que una misma dosis total de una

EFFECTS DETERMINISTIC IN THE HUMAN

DOSIS (Sv)	EXPOSICION A UNORGANO	EXPOSICION A TODO EL CUERPO
0,05		Límite de dosis anual para personal ocupacionalmente expuesto
0,5	Límite de dosis anual para un órgano	
0,8 - 1,0		Aparición de síntomas clínicos
1,8 - 1,6	Esterilidad permanente en el hombre y mujer	
3,0 - 5,0	Opacidad en el cristalino del ojo	
3,5 - 6,5		Muerte dentro de meses debido a daños en la médula ósea
9 - 27	Enrojecimiento de la piel Daño al riñón	
9-35		Muerte dentro de semanas debido a daño en el sistema gastrointestinal
35 - 0	Daño al hígado	
48-60	Daño a la vejiga	
85-130		Muerte dentro de horas debido a daño en el sistema nervioso central
90-130	I Necrosis	

IAEA-TECDOC-620

cierta radiación que se ha recibida en un tiempo muy corto, producirá lesiones más graves que la misma dosis recibida en un tiempo más largo. Ello es debido a que el organismo tiene una cierta facultad de recuperación que puede realizarse mucho más eficazmente en el segundo caso que en el primero.

#### 1.4 Las Radiaciones Naturales

Las radiaciones han formado parte siempre del medio ambiente natural y gran parte de la dosis de irradiación que recibimos de fuentes naturales, es inevitable. (Ref. 5)

Los efectos de las radiaciones sobre la salud humana no constituyen un caso único, muchas sustancias naturales y artificiales pueden producir efectos análogos.

Los efectos de las radiaciones se conocen mejor que los de casi todos los demás agentes potencialmente nocivos, y la reglamentación y medidas de vigilancia para protegernos contra los efectos de las radiaciones son más completas y de carácter más avanzado.

Los beneficios de las radiaciones y de los isótopos radiactivos, en sus diversas aplicaciones, compensan de sobra sus riesgos.

Nos hallamos expuestos a las radiaciones ionizantes naturales de dos maneras:

- Los rayos cósmicos, que se originan en el espacio extraterrestre, y las sustancias radiactivas, que se dan naturalmente en la corteza terrestre, provocan una exposición externa.

- Los elementos radiactivos, que se dan en la naturaleza entran en nuestro organismo con el agua y los alimentos ingeridos, o bien por inhalación, y a consecuencia de ello se produce una exposición interna.

La dosis de irradiación que recibimos depende de nuestra manera de vivir. Las casa de ladrillo, hormigón y madera proporcionan a sus moradores diferentes cantidades de irradiación.

Los rayos X que se emplean en odontología y en otras aplicaciones médicas, la utilización industrial de las radiaciones y los aparatos de televisión a color también añaden diversas cantidades a nuestra dosis.

La contribución promedio de la dosis recibida por radiación natural se puede observar en la Fig.1. (Ref.6)

## Dosis Anuales Promedio (Sv)

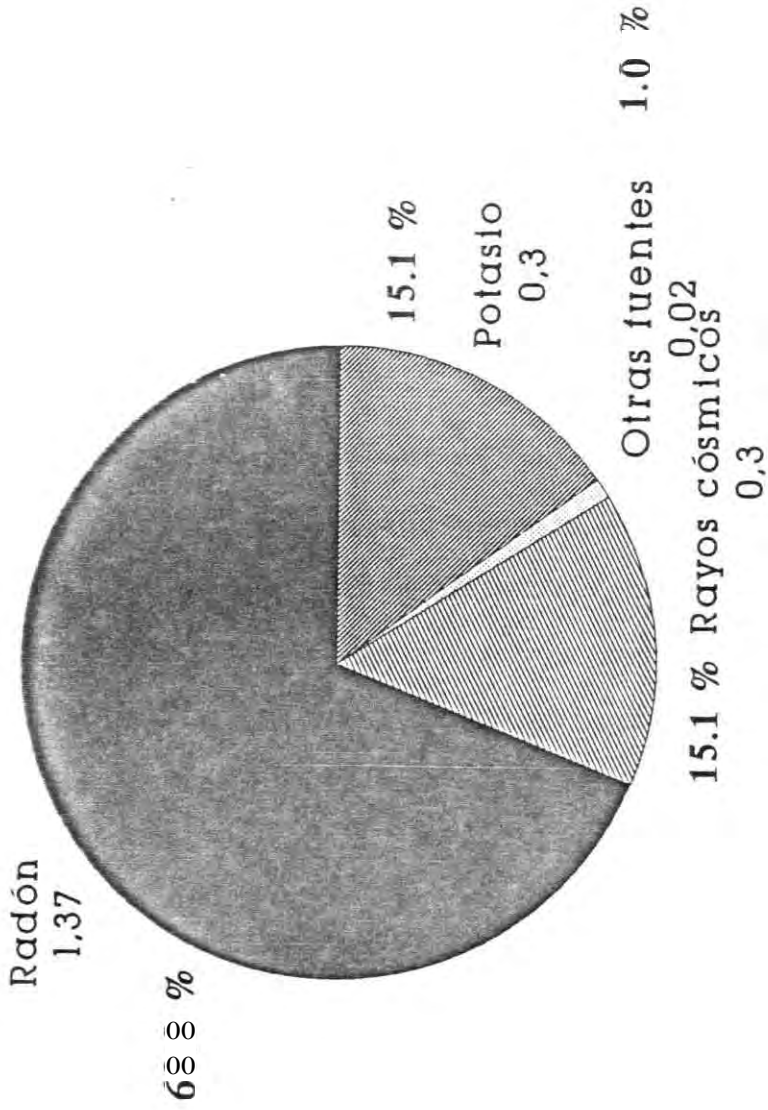


Fig. 1 Dosis debida a fuentes naturales de radiación

## CAPITULO II

### GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS

#### II.1 Consideraciones generales

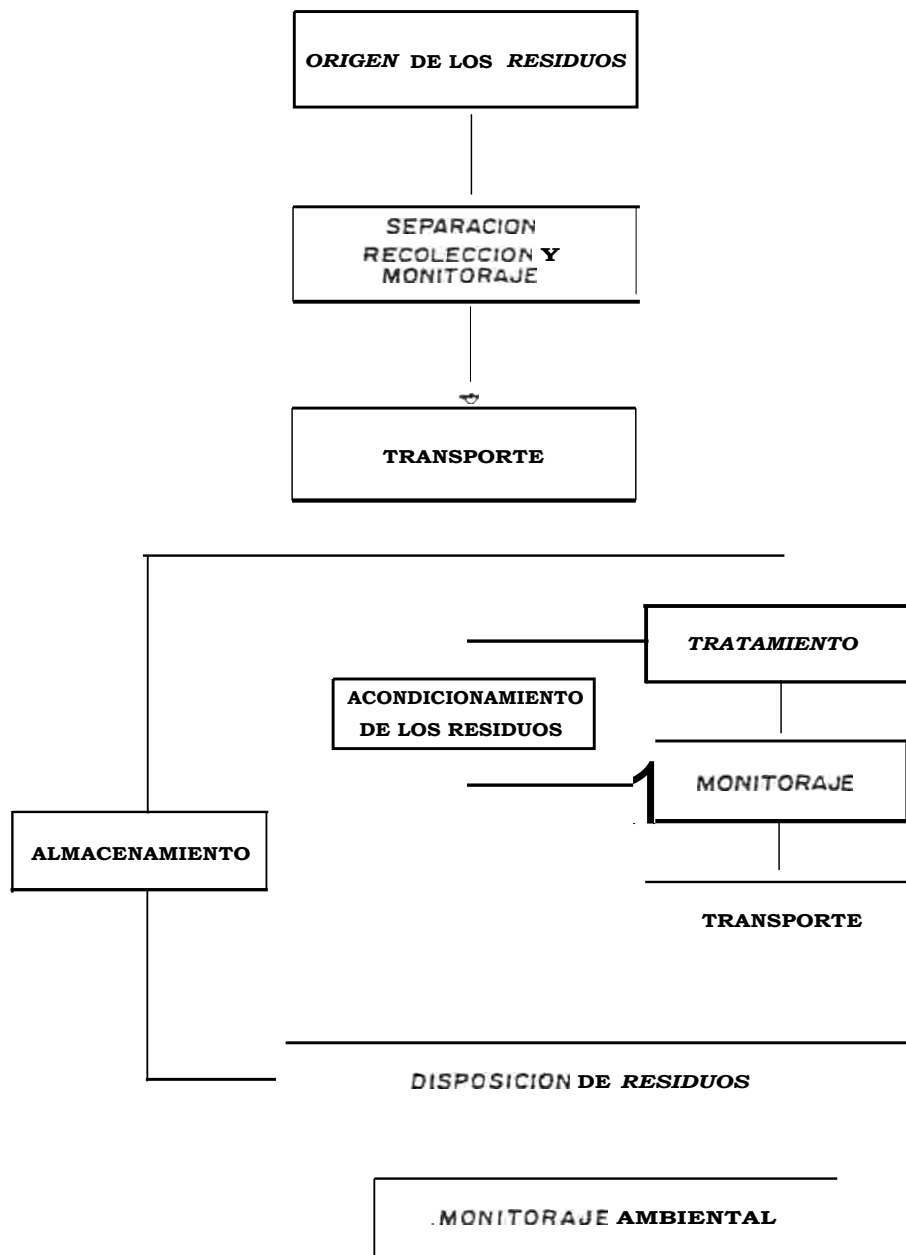
La Gestión de los residuos tiene por objeto esencial asegurar la protección de las generaciones presentes y futuras y de su medio ambiente mientras las sustancias radiactivas contenidas en los residuos no hayan alcanzado por desintegración niveles inofensivos , lo que será función del período de `semidesintegración` de cada isótopo. (Ref. 8, 9)

La gestión de desechos radiactivos comprenden una serie de actividades que se tienen que desarrollar para disponer en forma segura tales desechos. Comprende las etapas de recolección , `monitoraje` , transporte , tratamiento, acondicionamiento y disposición. En la Figura No.2 se puede visualizar las diferentes etapas.

De las actividades anteriormente mencionadas deben remarcarse las siguientes:

- Actividades de tratamiento y acondicionamiento,

**Fig. 2** Etapas de la Gestión de Residuos Radiactivos



tendientes a dar a los residuos una forma adecuada para la manipulación , almacenamiento y posterior evacuación.

- Actividades de evacuación , que puede realizarse en tierra (de forma superficial , o a poca profundidad , o a gran profundidad en formaciones geológicas estables), o en el mar (por simple inmersión, o por enterramiento en el subsuelo oceánico). (Ref.10,11)

En el sentido en que se emplean aquí, el término almacenamiento es sinónimo de retención temporal, y evacuación implica una disposición definitiva.

Las técnicas para el tratamiento y acondicionamiento tienen por objeto alterar la composición o forma de los desechos para , reduciendo en lo posible su volumen, transformarlos en sólidos estables que presenten una buena resistencia a los choques, al fuego , al ataque de los agentes químicos naturales (lixiviación, etc). Para ello , en el caso de residuos líquidos , se utilizan diversas formas de evaporación , concentración , insolubilización, precipitación química, filtración, etc., y para los residuos sólidos, el troceado, cizallado, trituración , compactación a presiones variables , incineración, calcinación, etc. Todo esto como fase previa a la incorporación en matrices que al solidificarse, dan junto con el embalaje (metálico o de hormigón) las propiedades requeridas para garantizar su



integridad en largos períodos de **tiempo.** (Ref. 12)

La elección de las matrices a utilizar es función del tipo de desechos , actividad contenida , costo , seguridad exigida al contenedor, etc. y los materiales más utilizados son:

- **Cementos,** que se utilizan para desechos de baja actividad.
- **Asfaltos,** que permiten mayores actividades por unidad de volumen.
- **Polímeros,** introducidos recientemente para residuos de centrales nucleares.
- **Vidrios,** que se utilizan para desechos de alta actividad y contaminantes de largo período de **semidesintegración.**

La elección y características del embalaje , viene condicionada por las disposiciones dictadas en cada país por los organismos reguladores **respectivos.** (Ref.13, 14)

**En este punto debe aclararse que aunque el tratamiento y acondicionamiento de desechos de baja y mediana actividad viene practicándose de una forma comercial desde hace más de quince años; sin embargo, la realización de los grandes programas nucleares de muchas naciones, el volumen cada vez mayor de desechos a acondicionar y evacuar, la vigilancia estricta de las**

autoridades pertinentes y el propio interés económico, son incentivos muy fuertes para tratar de mejorar los procedimientos existentes, y así puede decirse que la investigación y desarrollo de nuevos métodos ha proseguido de forma continua sobre formas de reducción de volumen, de descontaminación y de estabilización y compactibilidad con las matrices de retención ensayándose nuevos materiales . (Ref. 15, 16)

Con relación al reprocesamiento del combustible irradiado, se tiene en cuenta los tiempos de enfriamiento y de proceder a una mejor separación de los productos de fisión, según su período de semidesintegración, separando en lo posible los transuránidos de los isótopos de vida corta o media.

Todo esto lleva a la consideración de que los combustibles irradiados deberán pasar en el futuro necesariamente por un almacenamiento intermedio bastante prolongado, que en ocasiones puede superar incluso la vida de la central donde se ha producido, lo que parece aconsejar la construcción de almacenamientos centralizados, como ya se ha reconocido y puesto en práctica, en diversos países.

Como conclusión general sobre los métodos y formas de tratamiento de los residuos radiactivos de todas las

clases, puede decirse que hay procedimientos seguros practicados a escala comercial para tratarlos. Pero también hay un sentimiento general bastante fuerte de que los métodos utilizados hoy , aun siendo buenos , no son seguramente los mejores , y así la investigación y desarrollo de nuevas técnicas de tratamiento continua.

Por lo que respecta a las actividades de almacenamiento y evacuación puede decirse que lo más corriente , en todo el mundo , es que se evacuen los desechos de baja y mediana actividad mientras que los de alta actividad y los desechos emisores alfa sólo se almacenan por ahora (Ref.17, 20).

#### **a) Contenedores de Residuos Radiactivos**

Los contenedores se diseñan para una variedad de residuos radiactivos que tienen un origen que difieren claramente en cantidad, composición química y en sus características físicas.

Desde un comienzo, cuando se inició el uso de las técnicas nucleares se utilizaron cilindros de 200 litros de capacidad, como contenedores estándares de residuos radiactivos.

La principal ventaja consiste en una mejor utilización del espacio disponible y asimismo , que la exposición a la radiación, de las personas, sea lo más baja posible.

Los contenedores juegan un rol significativo como blindaje adicional, para minimizar la exposición a la radiación. Asimismo, constituye una protección personal contra la dispersión de la radiactividad durante la manipulación, transporte y almacenamiento de residuos radiactivos. El contenedor debe cumplir estas funciones bajo condiciones normales y de ciertos accidentes. En resumen se podría indicar que los contenedores facilitan el almacenamiento interino y definitivo de los residuos.

En principio todas las regulaciones contienen requerimientos especiales para los contenedores de residuos radiactivos , entre los cuales se pueden mencionar los siguientes:

- estabilidad mecánica
- estabilidad térmica
- estabilidad física y química
- **minimización** de la tasa de exposición

Además de estos requisitos existen regulaciones para el transporte y almacenamiento, de los contenedores. Esto quiere decir, que los diferentes residuos tienen que ser acondicionados fijando límites a la actividad contenida y asimismo , a la tasa de dosis que pueda existir en la parte externa del bulto.

200 mrem/h (2 mSv/h) en la superficie externa del contenedor

10 mrem/h (0,1 mSv/h) a 1 m de distancia del contenedor

1 rem/h (10 mSv/h) a 3 m de distancia de un material no blindado.

A continuación se da a manera de ejemplo, unos valores **referenciales** que permiten facilitar la operación con los diferentes tipos de contenedores (Ref. 45).

<b>Tipo de contenedor</b>	<b>Tasa de Dosis</b>	<b>Activ. Máxima</b>
Acero inoxidable (2001)	10 mRem/h(1m)	2,39E-3 Ci/l
Acero inoxidable con blindaje de concreto normal (200 1)	10 mRem/h(1m)	4,23E-2 Ci/l
Acero inoxidable con blindaje de concreto pesado (200 1)	10 mRem/h(1m)	2,74E-1 Ci/l
Acero inoxidable con casco de fierro fundido (200 1)	1 Rem/h (3 m)	1,61E0 Ci/l

Un aspecto importante a tener en cuenta en el almacenamiento interino de los residuos, de nivel bajo e intermedio , es garantizar la integridad de los contenedores por algunas décadas. Además , resulta

ventajoso si esos contenedores constituyen una barrera adicional , al menos durante los primeros años de disposición. Esto implica que los contenedores tienen que satisfacer ciertos requerimientos frente a la corrosión. Por ello, tiene que suministrarse información sobre el comportamiento de los potenciales materiales de contención, frente a la corrosión. Esto puede obtenerse de la literatura sobre el tema, de las experiencias *in situ*, que se tengan que realizar.

Se puede realizar un programa experimental sobre corrosión en contenedores teniendo en cuenta los siguientes aspectos:

a) Corrosión media

- Simulación de las condiciones de almacenamiento y disposición para obtener información sobre el ataque de corrosión en la parte más externa del contenedor.

- Simulación de formas residuales para obtener información acerca del ataque de corrosión en el lado más interno del contenedor considerando la influencia de la temperatura, humedad y composición del residuo.

b) Tipo de contenedor

- Material del contenedor
- Recubrimiento
- Detalles del diseño

- c) Geometría de las muestras
  - Contenedor total
  - Muestras del contenedor simulando detalles del diseño.
- d) Tiempo de exposición
  - Dependencia del tiempo
- e) Métodos de examen
  - Gravimetría
  - Análisis de superficie
  - Metalografía
- f) Tipos de corrosión
  - Corrosión uniforme
  - Pitting
  - Corrosión por grietas

## **11.2 Tipos y Clasificación de Residuos**

El término residuo radiactivo describe materiales de tipos muy distintos.

Los residuos radiactivos se presentan en **diversas** formas y características y provienen, por **ejemplo, de** la generación de energía eléctrica, actividades relacionadas con el ciclo del combustible nuclear, aplicaciones industriales, y trabajos en centros de investigación y hospitales. Los volúmenes actuales de desechos generados en la industria nuclear son pequeños comparados con los generados en otras tecnologías o industrias ; por ejemplo

las centrales eléctricas de carbón. No obstante uno de los principales problemas que presentan es que algunos residuos radiactivos pueden continuar constituyendo una amenaza para el hombre y el medio ambiente durante períodos de tiempo prolongados. (Ref. 21)

Los volúmenes, nivel de actividad y características físicoquímicas de los residuos radiactivos pueden variar considerablemente dependiendo de las aplicaciones y utilización que se haga de los materiales nucleares, en un determinado lugar.

Los residuos radiactivos pueden clasificarse de acuerdo a su naturaleza y nivel de actividad.

Según su naturaleza, los residuos pueden ser:

- sólidos,
- líquidos
- gaseosos

Asimismo, a efectos prácticos, los residuos se clasifican como de actividad baja, media y alta, según su contenido de radiactividad, la tasa de producción de calor y los métodos de tratamiento.

De otro lado debe aclararse que no existe una única clasificación de residuos radiactivos aceptada o utilizada en el mundo. Sin embargo, recogiendo las



experiencias y actitud de los diferentes países en el mundo, el Organismo Internacional de Energía Atómica(OIEA) ha elaborado una clasificación específica y que puede visualizarse en las Tablas III y IV.

- Desechos de baja actividad.- Estas sustancias contienen una cantidad despreciable de radionucleidos de período 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, vidrios, herramientas pequeñas, papel y filtros, debidamente embalados, que han sido contaminados con sustancias radiactivas(Fig. 3) .

- 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 brindar blindaje durante la manipulación y el transporte(Fig. 4) . Estos desechos pueden comprender resinas resultantes de explotaciones del reactor o lodos químicos solidificados, así como piezas de equipos o fragmentos metálicos. Se están utilizando procedimientos de ingeniería comerciales para el tratamiento y la inmovilización de estos desechos ; se practica ampliamente la evacuación en

**TABLA III**  
**CLASIFICACION DE RESIDUOS LIQUIDOS**

CATEGORIA		ACTIVIDAD (m <sup>-3</sup> ) Emisores β-γ mezclados	Observaciones
Residuos de baja actividad	1	< 37 kBq	No requiere tratamiento. Eliminados despues de la medición
	2	37 kBq a 37 MBq	Requieren tratamiento aunque no blindaje
	3	37 MBq a 3.7 GBq	Requieren tratamiento y podrían requerir blindaje de acuerdo a su composición de radioisótopos
Residuos de nivel intermedio	4	3.7 GBq a 370 TBq	Requieren tratamiento y blindaje en todos los casos
Residuos de alta actividad	5	> TBq	Requieren condiciones especiales de almacenamiento y tratamiento

**TABLA IV**  
**CATEGORIAS DE RESIDUOS RADIATIVOS SOLIDOS**

CATEGORIA	DOSIS DE RADIACION (mSv/h)	Observaciones
1	<b>D &lt; 2</b>	Emisores β-γ
2	<b>2 &lt; D &lt; 20</b>	Insignificante presencia de emisores a
3	<b>20 &lt; D</b>	
4	actividad a expresada en Bq/m <sup>3</sup>	Prevalece la presencia de emisores a. Insignificante presencia de emisores o-γ.

estructuras de superficie o subterráneas a poca profundidad. Algunos países han construido o planean construir repositorios a poca profundidad en formaciones rocosas en tierra o bajo el mar (Ref.22).

- Desechos de actividad alta.- Estos desechos se producen como consecuencia de la **reelaboración** del combustible gastado de reactores nucleares ; proceso mediante el cual puede recuperarse uranio y plutonio para volver a utilizarlos. Los desechos contienen elementos **transuránicos** , así como productos de fisión, que son altamente radiactivos, **termógenos** y de período largo. Los desechos líquidos de alta actividad han sido eficazmente almacenados en tanques en instalaciones construidas para tal efecto. Antes de la evacuación final y , su aislamiento de la **biósfera**, es necesario tratarlos y solidificarlos. El combustible gastado que no se **reelabora** puede considerarse como desecho de alta actividad.

#### **a) Consideraciones para el diseño de los tanques de almacenamiento de residuos**

Las consideraciones para el diseño de sistemas de almacenamiento para residuos radiactivos líquidos son tan variados como los que se pueden encontrar en la industria convencional (Ref. 25).

Algunos de los residuos contienen concentraciones lo suficientemente altas de productos de fisión que pueden causar problemas especiales en el diseño de tanques para su **almcenamiento** seguro. En cambio los residuos que contienen concentraciones más pequeñas de los productos de fisión no producen problemas serios en su manipulación y almacenamiento.

En principio se deberá tener en cuenta el tamaño de los mismos que dependerá de los volúmenes a ser tratados, el tipo de material que dependerá de la naturaleza química de los compuestos químicos que serán almacenados.

Asimismo un aspecto importante son los problemas de corrosión que se podrían producir. Además el material deberá permitir realizar una fácil descontaminación.

La resistencia del acero inoxidable a la corrosión es bien conocida. Sin embargo, los residuos que contienen fluoruros y cloruros podrían destruir la capa de óxido protectora con lo que se generaría un rápido ataque. A temperatura ambiente , el acero al carbón es bastante resistente a las soluciones alcalinas. Aunque la corrosión general en los tanques de almacenamiento de residuos alcalinos es bastante bajo, se puede producir corrosión por fatiga y **pitting** que puede afectar la integridad del tanque.

Cuando no existe problemas de incremento de temperatura debido a la alta radiación , en el almacenamiento de los residuos, se puede colocar una pintura anticorrosiva adecuada para minimizar la corrosión. Los **efluentes** que contienen constituyentes altamente corrosivos, tales como cloruros y fluoruros, pueden ser almacenados en forma segura en tanques recubiertos con una capa de jebe **isomérica** o recipientes de fibra de vidrio o de cloruro de **polivinilo (PVC)**. Es deseable que se almacenen en forma separada los residuos químicos y no químicos.

Los residuos radiactivos de alta actividad son almacenados en tanques de almacenamiento especial , generalmente de acero inoxidable. Esos tanques tienen que reunir los requisitos rigurosos de seguridad que son afectadas por las propiedades de ese tipo de residuos, como son:

- alto contenido de radiactividad y materiales tóxicos adicionales
- agresividad química y corrosiva
- generación de calor por decaimiento radiactivo
- **radiólisis**
- tendencia hacia la no homogeneización por depósitos de los materiales suspendidos.

Para proteger la integridad de los tanques de los residuos líquidos de alta actividad, contra los impactos internos y externos, se debe aplicar el concepto de **multibarreras**. Los tanques generalmente son rodeados por un contenedor externo el cual debe ser lo suficientemente grande para almacenar el contenido total del tanque de almacenamiento en caso de que hubiera fugas. Estos son ubicados en el subsuelo por consideraciones de seguridad así como para contar con el blindaje adecuado.

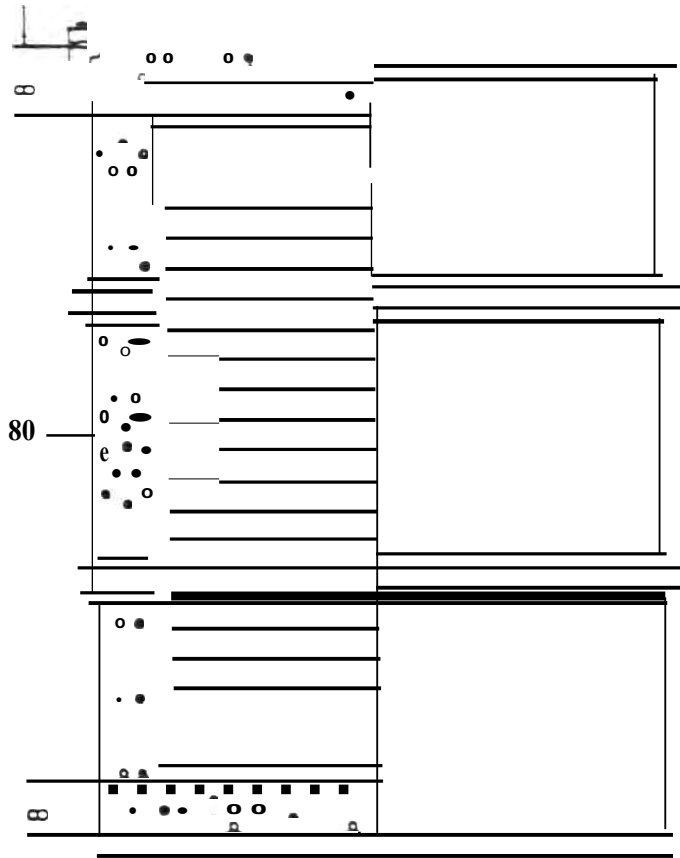
Los tanques de almacenamiento cuentan con un sistema de enfriamiento, el cual es colocado en su parte interior, a fin de remover el calor que se genere por el decaimiento radiactivo. También cuentan con un sistema de agitación para prevenir la formación de precipitados.

Además los tanques de almacenamiento deben tener un sistema de tratamiento de los **efluentes** gaseosos que permitan remover los materiales nocivos. Los gases se producen por la evaporación, volatilización y agitación del aire, formándose aerosoles radiactivos.

### **11.3 Tratamiento de Residuos Líquidos**

#### **a) Técnica de Precipitación Química**

Este método de tratamiento resulta ser el más adecuado para países que cuentan sólo con reactores nucleares para producir **radioisótopos**.



**Fig. 4 Tipo de cilindro con blindaje de concreto, para residuos de mediana actividad**

Resulta ser eficaz cuando se produce como residuo pequeñas concentraciones de actividad de radioisótopos de largo período de semidesintegración. (Ref. 18)

Los métodos de tratamiento químico son adaptaciones de las prácticas comunes de tratamiento de agua y ha sido utilizada ampliamente para procesar grandes volúmenes de residuos ligeramente contaminados usando a veces equipamiento para una operación continua. Es factible usar un tratamiento químico tipo batch cuando los volúmenes involucrados son pequeños, y la naturaleza del residuo es adecuada para el tratamiento químico, particularmente cuando la reducción de actividad requerida en los residuos es pequeña. Generalmente, se logra una remoción no mayor del 90 % de la actividad inicial que se encuentra en un líquido contaminado. Es posible seleccionar y optimizar el proceso para radionucleídos específicos.

La precipitación química es un método basado en los principios de separación, de coagulación y floculación. Se usa en forma común como coagulantes, sales de fierro y aluminio, etc. Para la remoción de isótopos se usan métodos especiales, por ejemplo el ferrocianuro de níquel o potasio se usa para remover el contaminante cesio en los residuos líquidos. (Ref. 19)



En la Tabla V se indica algunos resultados obtenidos a nivel internacional.

Las principales ventajas del tratamiento químico son :

- Su bajo costo
- Facilidad para manipular una amplia variedad de radionucleidos, así como sales no radiactivas en solución y materiales sólidos en suspensión.
- Es una técnica que utiliza materiales convencionales.
- Es fácil cambiar la alimentación de reactivos químicos en un proceso batch, adecuándose a las características del líquido de alimentación.
- Se puede manipular económicamente grandes volúmenes de líquidos.
- El proceso permite la separación de actividad de los solutos inactivos que pueden tener un mayor volumen.
- Generalmente no requiere blindajes.

El proceso de precipitación produce lodos como resultado de las reacciones químicas que se producen en el proceso. Estos lodos posteriormente son acondicionados en una matriz sólida que puede ser cemento o bitumen. Mientras que la solución clarificada puede ser descargada

FACTORES DE DESCONTAMINACION  
 PUJMIPI NI 4 INTERNACIONAL

RADIONUCLEIDO	REACTIVOS QUIMICOS UTILIZADOS	CONDICIONES(a)	FACTOR DEDESCONTAMINACION
Radio-22	S fato de bario	p : 5 10	A 100
C-10- 3	Ferrocianuro de níquel	pH : 8 - 9	A 100
Estroncio-90	Fosfato de fierro o calcio	pH A 10	A 100
Co, Fe, Cu	Hidróxido de fierro	medio alcalino	∇ 100

(a) Ref.: Techni Report N 337.IAEA,

al ambiente local, siempre que no se exceda los valores autorizados por la Autoridad Nacional. (Ref. 27, 28)

#### 11.4 Tratamiento de Residuos Sólidos

##### a) Técnica de Compactación

La reducción del volumen de residuos sólidos de baja actividad por compactación tiene como objetivo básico incrementar la densidad total del material residual.

La compactación de residuos sólidos es una técnica de tratamiento ampliamente utilizada en la gestión de residuos. Sus principales ventajas son que requiere bajos costos de capital y de operación.

Los factores de reducción de volumen depende del material residual así como de la presión aplicada. Generalmente está entre 3 y 10. Basado en consideraciones prácticas y económicas , la compactación puede ser dividida en dos categorías principales ; por ejemplo unidades de baja y alta presión. Las fuerzas aplicadas pueden variar entre 4.5 y 1500 t, y las presiones varían normalmente entre 2 y 800 Kg/cm<sup>2</sup>. Pueden ser prensas neumáticas e hidráulicas.

Una aplicación típica de la técnica de compactación de baja presión es la compresión simple de bolsas

plásticas conteniendo residuos, en cilindros de 200 litros.

#### b) Técnica de Cementación

Una técnica relativamente simple para inmovilizar concentrados radiactivos, lodos y ciertas resinas agotadas de intercambio iónico es mezclarlo con cemento o morteros.

Las principales razones por el cual se utiliza el proceso de cementación son:

- Relativa simplicidad de manipulación
- Amplia experiencia existentes en las operaciones de ingeniería civil.
- Facilidad para encontrar los materiales requeridos.
- Bajo costo relativo.
- Alta densidad y resistencia mecánica de los productos.
- Compatibilidad del agua con el material de la matriz.

Para mejorar las propiedades específicas de la forma residual, se utilizan algunos aditivos, por ejemplo tierras arcillosas. (Ref. 29, 30)

### **11.5 Factores de Selección para sistemas de Gestión de Residuos Radiactivos**

El problema en establecer un sistema de gestión de residuos ; es definir , si todo o parte del residuo será eliminado al ambiente y si hay alguna necesidad para tratar todo o parte de los residuos. Es importante darse cuenta que un tratamiento no destruye la radiactividad y quizás sólo crea otro residuo **que, puede** requerir un mayor tratamiento. Los factores que afectarán la selección del sistema más satisfactorio están relacionados y uno no puede proseguir en línea recta de un factor a otro. Se requiere inicialmente cierta cantidad de información preliminar; sin embargo, es posible proseguir de alguna manera lógica. **(Ref. 31)**

En todos los casos se deberá tener presente las regulaciones y normas aprobadas por la Autoridad Nacional.

Los dos aspectos iniciales para evaluar algún sistema de gestión de residuos radiactivos son; la cantidad de radiactividad que puede ser dispersada en el ambiente y los tipos de residuos que se han producido. Esos dos factores efectivamente definirán el método de recolección , la cantidad de segregación requerida , el

tipo y cantidad de tratamiento necesario así como el plan de monitoraje ambiental que será necesario ejecutar.

#### 11.6 Principios que rigen la Gestión de Residuos

Tres principios rigen la gestión de residuos:

- La dilución y dispersión de los residuos en el medio ambiente utilizando para ello efluentes que contengan los radionucleidos en cantidades inferiores a los límites autorizados por los reglamentos de protección radiológica.
- La retención y desintegración de desechos que contengan solamente radionucleidos de período corto.
- La concentración y confinamiento de los residuos que contengan cantidades significativas de radionucleido de período largo.

Inicialmente se deben hacer estudios previos denominados preoperacionales, los que determinarán la cantidad de radiactividad que puede ser eliminada en el ambiente (Fig.5). Es importante analizar, como parte de los estudios preoperacionales, algunos indicadores biológicos. La extensión de algunos estudios ambientales debería ser referida al margen entre límites de

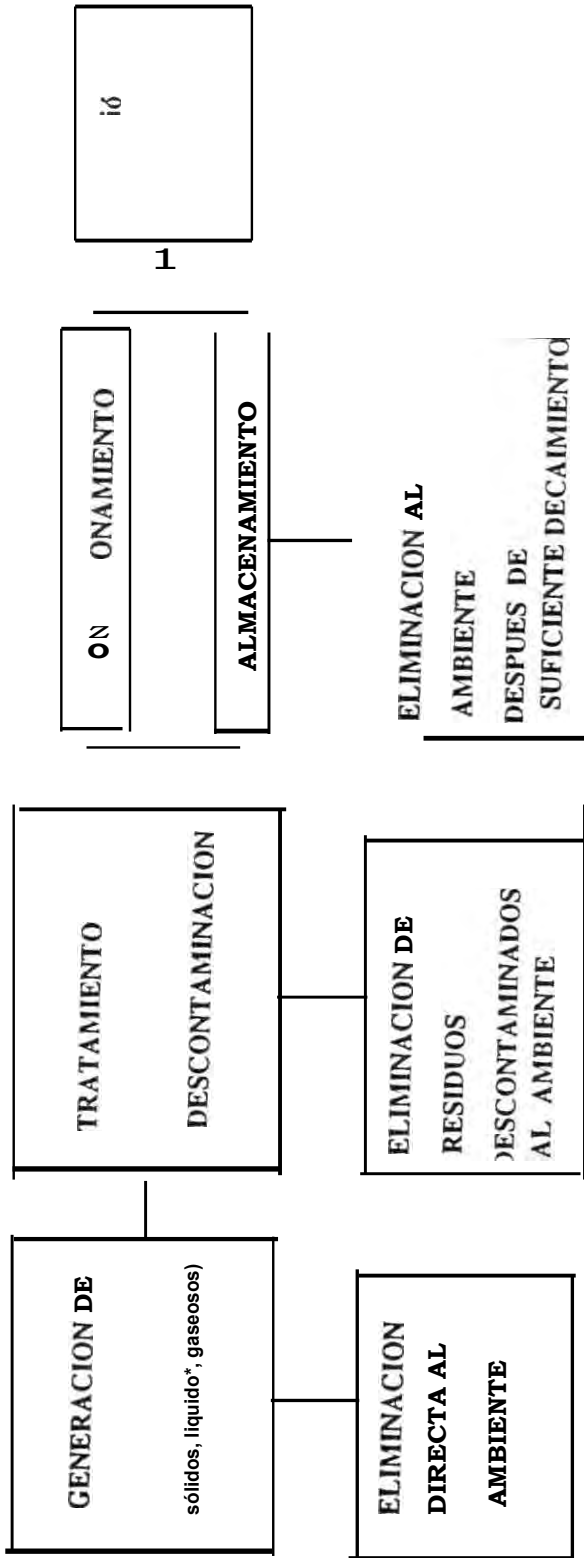


Fig. 5 Opciones para la disposición de residuos radiactivos

disposición especificada y descargas previstas.

Para pequeñas eliminaciones de residuos será necesario demostrar seguridad , sin que sea necesario quizás , contar con mucha información detallada. Esto puede lograrse a menudo haciendo algunas asunciones conservadoras. Para pequeñas cantidades de residuos solubles, conteniendo radioisótopos de corto período de semidesintegración, el procedimiento más adecuado resulta ser su correspondiente eliminación al sistema de desague sanitario. (Ref. 32)

#### 11.7 Eliminación de Residuos Radiactivos al Ambiente

La eliminación de radionucleidos al ambiente solo es permitido cuando la concentración de actividad sea tan baja como razonablemente sea loggable técnicamente y siempre que se cumpla con las normas establecidas por la Autoridad Nacional.

La liberación de efluentes radiactivos al medio ambiente por parte de instalaciones nucleares incrementa, en una pequeña proporción, la dosis que recibe el hombre en forma natural.

De acuerdo a las normas existentes, será obligatorio identificar y evaluar los factores locales, propios del



emplazamiento, ya que ello permitirá predecir el modelo ambiental de los radionucleidos que formarán parte de la descarga, tales como la dispersión en la atmósfera y en cursos de agua.

Asimismo, se deben evaluar los aspectos locales que influyen sobre la transferencia de los radionucleidos hasta el hombre tales como la utilización del medio para agricultura, ganadería, la ubicación y la distribución de la población y otros factores que pueden afectar la exposición de la población a la radiación.

El movimiento de los 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 previstas, los niveles ambientales resultantes y las dosis en el público. (Ref. 33)

En las Fig.6 y 7 se indican las vías a través de las cuales la radiactividad llega al hombre, al descargarse radionucleidos a la atmósfera y al ambiente acuático.

La localización y ambiente del lugar específico definirán el tipo de disposición y la cantidad de residuos que podrá ser eliminada. Complementariamente será necesario efectuar un estudio ambiental para

Fig. 6 Vías de exposición por dispersión atmosférica

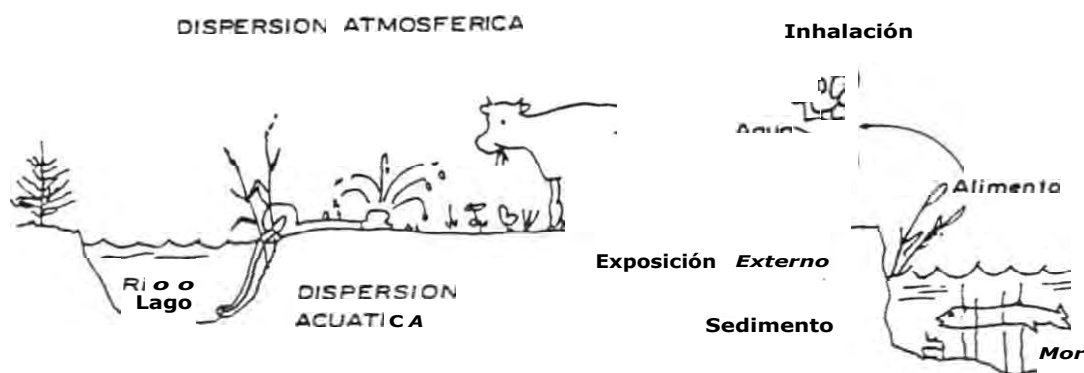
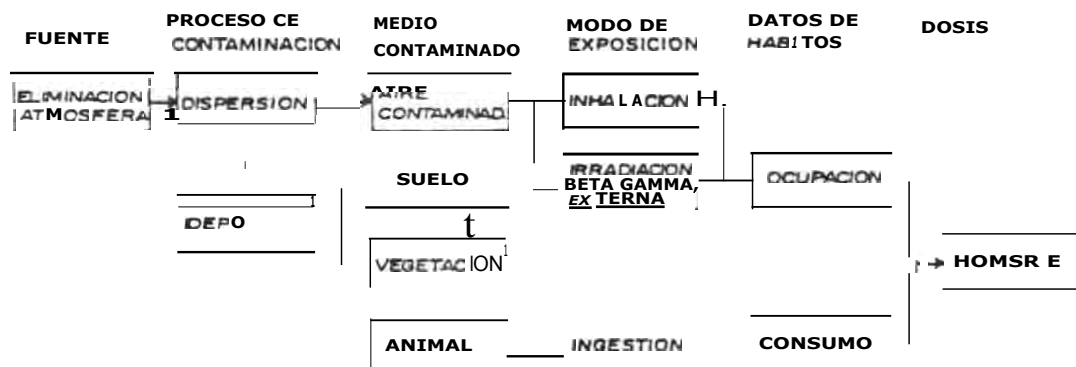
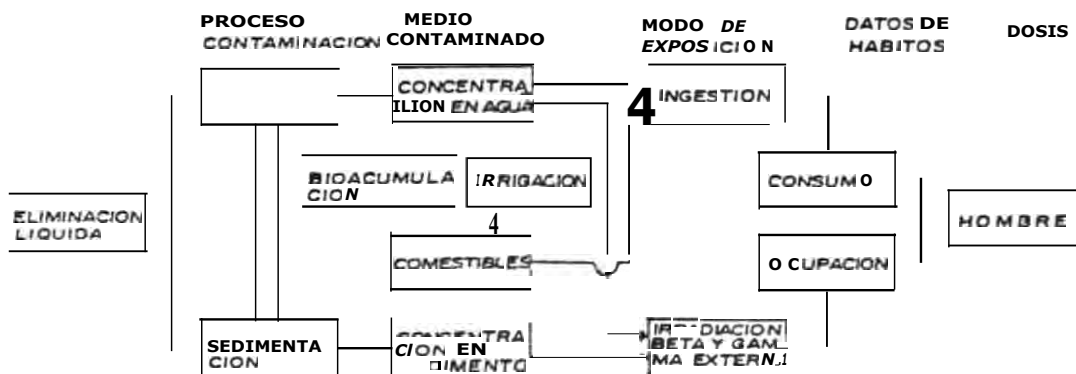


Fig. 7 Vías de exposición por vía acuática



corroborar las asunciones realizadas. (Ref. 34)

En todos los casos es deseable preparar cartas o mapas mostrando la situación de varias áreas, sobre que residuos serán aceptados, y los tratamientos de residuos propuestos y las áreas de disposición.

Deberá indicarse la ubicación de los arroyos locales, ríos, lagos, áreas industriales y pobladas.

También será necesario tener un conocimiento de los **radionucleidos** que serán eliminados así como sus niveles de actividad.

Cuando se va a realizar la disposición, en agua fresca, será necesario conocer la siguiente información:

La localización del río o lago con respecto al lugar donde serán descargados los residuos.

El flujo máximo, mínimo y promedio del río.

Calidad química del agua.

Uso del agua, si se le usa para beber, irrigación o para otros propósitos.

Cuando se va a considerar la disposición en la tierra será necesario analizar la posibilidad de enterrar en tierras a poca profundidad, que tiende

a ser relativamente simple y barato, o realizar la disposición dentro de formaciones profundas, que son normalmente más complicadas y caras.

Para eliminar líquidos contaminados en terrenos ubicados a baja profundidad, se requerirá la siguiente información básica:

- Profundidad de la napa de agua;
- Permeabilidad del suelo;
- Distancia al punto más cercano a un curso de agua(río, manantial, etc.)
- Habilidad del suelo para absorber radionucleidos.

Será necesario adicionalmente, contar con mayores detalles tales como la dirección y tasa de flujo del agua subterránea, clima, particularmente la caída de aguas de lluvia y el flujo de evaporación así como la proximidad de centros públicos.

## **CAPITULO III**

### **DISEÑO DEL SISTEMA DE GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS**

#### **III.1 Consideraciones Básicas en el Diseño del Sistema**

El diseño del sistema de residuos radiactivos considerará la construcción de una Instalación Centralizada de procesamiento y almacenamiento de residuos radiactivos a nivel nacional, ubicada dentro de un Centro de Investigación Nuclear (Ref.36).

Para efectos del diseño se considerará el nivel, existente en nuestro país, de las aplicaciones de la tecnología nuclear. En forma específica se considera el uso de **radioisótopos** en la medicina, industria y estudios de investigación así como la existencia de un Centro de Investigación Nuclear, el cual cuenta con un reactor para producir **radioisótopos** (Fig.8) (Ref. 35).

La instalación centralizada de gestión de residuos radiactivos será diseñada para proveer un procesamiento, de acondicionamiento e inmovilización de residuos, apropiado para su manipulación, almacenamiento y disposición. Considerará las técnicas de compactación, tratamiento químico y cementación ( Fig. 9 y 10 ).

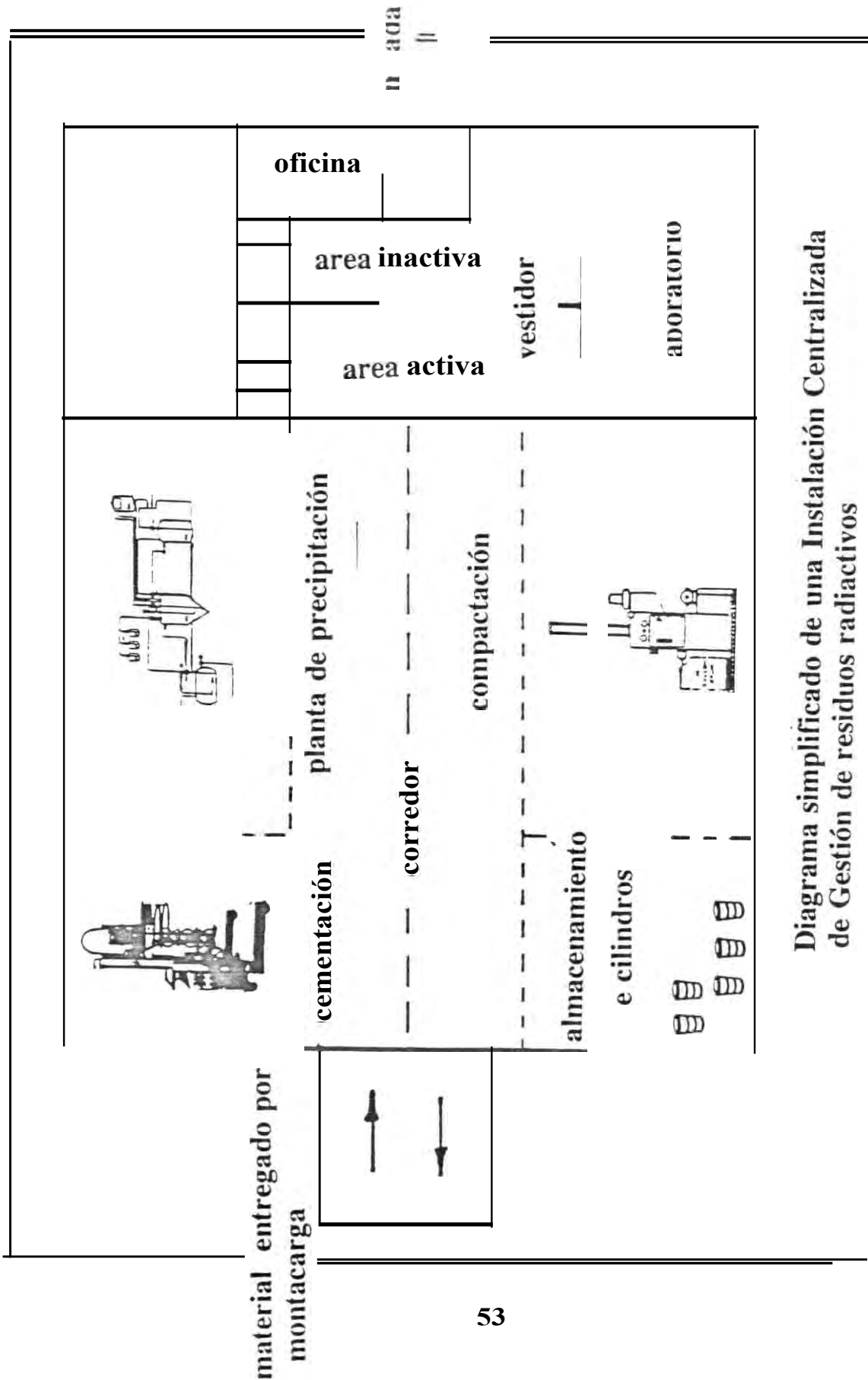


Diagrama simplificado de una Instalación Centralizada de Gestión de residuos radiactivos

Como condiciones de diseño se considerará una capacidad de almacenamiento de 10 años, pero deberá ser lo suficientemente flexible para su expansión durante el período de operación.

Se cumplirá con los siguientes requerimientos regulatorios:

- La dosis equivalente efectiva anual para los operadores no debe exceder a los 5 mSv (0.5 rem).

- La dosis en la mano de los operadores no deberá exceder los 150 mSv en un año.

- La dosis equivalente para miembros del público en general no excederá el valor de 1 mSv (0.1 rem) y de 0.5 mSv (0.05 rem) para miembros del grupo crítico.

En el diseño se considerará que la contaminación en el entorno a la instalación, será despreciable. Sin embargo, se deberá implementar un sistema de monitoraje.

Para todos los casos, se tendrá siempre presente el principio ALARA (as low as reasonable achievable), "que las exposiciones sean tan bajas como razonablemente sea posible, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales". (Ref. 37)

La instalación centralizada de almacenamiento y procesamiento de residuos radiactivos tendrá en cuenta los siguientes factores:

Seguridad.- Se considerará como aspecto fundamental la protección del personal **ocupacionalmente** expuesto y del público en general. Es el factor más importante.

Economía.- Este factor considera los volúmenes a tratar y la gestión de residuos radiactivos más conveniente, teniendo en cuenta los factores de descontaminación que se quiera obtener así como las características específicas de los mismos.

Tecnología demostrada.- El sistema a implementar deberá mostrar que es eficaz teniendo en cuenta su práctica, antecedentes e implementación en otros países.

Robustez.- La instalación debe mostrar una gran estabilidad y ser flexible a las variaciones que pudiera haber en la alimentación de los residuos.

Facilidad de ingeniería.- El equipamiento a ser utilizado deberá ser simple en el diseño y fácil de operar y obtenerlo en el mercado local.

#### **a) Determinación de Términos Fuentes**

Teniendo en cuenta' las características de las instalaciones nucleares y radiactivas existentes **en** nuestro país es de esperar que se producirán volúmenes y nivel de actividad menores, en los residuos radiactivos, con respecto a países que tienen centrales nucleares de potencia.

**A efectos de determinar los términos fuentes, se**



tomará de referencia otros centros nucleares, existentes en otros países y cuyas características han sido resumidas en la Tabla VI.

### **Centro de Investigación Nuclear**

En estas instalaciones se produce un número de **radioisótopos**, en los reactores de investigación, para diferentes propósitos por irradiación de blancos especiales. Luego, estos **radioisótopos** son extraídos o procesados en celdas calientes y/o laboratorios. El volumen de residuos sólidos y líquidos no es muy grande.

La mayoría de los residuos radiactivos, sólidos y líquidos, están contaminados con **radioisótopos** de corto período de **semidesintegración** y son **direccionados** para su decaimiento, dilución y posterior descarga. Los residuos conteniendo productos de fisión de largo período de **semidesintegración** incluyendo radionucleídos **transuránicos** deberán ser tratados y acondicionados en una matriz de cemento.

En la Tabla VII se detalla la cantidad de residuos radiactivos que se producirían anualmente en un centro de investigación nuclear. Los volúmenes y nivel de actividad son valores promedios basados en datos reales que se han obtenidos de diferentes países miembros del Organismo Internacional de Energía Atómica (**OIEA**). asimismo, **los** residuos enviados a la Instalación Centralizada **deben**

**TABLA VI**

**Producción de residuos ser gestionados**

Naturaleza del residuo	Tipo de residuo	volumen m <sup>3</sup> /año	actividad Bq/m	Isótopos típicos	Proceso de tratamiento y acondicionamiento
A quido	para tratamiento	50 - 00	E+ - 4E+9	Productos de corrosión, Cs-134, Fe-55, fe-59, etc.	Decaimiento, precipitación, Cementación
	para decaimiento radiactivo	600 700	E+3- E+5	Radioisótopos con corto periodo de semidesintegración	Decaimiento y descarga directa a sistema de efluentes comunes.
	acondicionamiento directo	0,5	E+6 - E+8	Diferentes radioisótopos utilizados en el Centro Nuclear, hospital e industria.	Cementación
	orgánicos	0.1 - 0.3	<1E+4	H-3, C-14, P-32, S-35, Cr-51, I-131, I-125, Uranio natural, etc.	Absorción Cementación
	compactables	10	< E+ 0	H-3, C-14, In-113, Mo-99, Tc-99m, I-125, S-35, I-131, etc.	Compactación
	no compactables	3	< E+6		Cementación
	carcasas	0.1-0.2	< E+6	H-3, C-14, P-32, I-125, I-131, etc.	Cementación
	resinas de intercambiación iónica	0.5-1	(2-4) E+9	Co-60, Cs-134, Cs-137, Sr-90, etc.	Acondicionamiento especial, Cementación
	fuentes selladas	2	1E2 a 1E3/h	Cs-137, Co-60, Sr-90, etc	Cementación

TABLA VII

ca t i a e e residuos radiactivos p o o o o o  
 e un Centro Investigación Nuclear e

Tipo de aplicaciones	Origen y tipo de residuo	Volumen m <sup>3</sup> /año	Actividad y/o Tasa de dosis	Tratamiento y acondicionamiento	Radioisótopos típicos
Laboratorio de investigación	Efluentes acuosos total	60	1E-7 1E-1Ci/m	Decaimiento, precipitación química, cementación	Producto de corrosión, Fe-55, Fe-59, Co-60, Cs-134, Cs-137, Te-121m, P-32, S-35, I-131, natural, H-3, C-14.
	Efluentes orgánicos	0.2	1E-6 1E-4Ci/m	Cementación	
	Intercambiación iónica	0.5	0.5 1 Ci m <sup>3</sup>	Cementación	
	Res. sólidos compactables	7-10	0.05R/h	Compactación	
	Res. sólidos no compactables	2-3	0.05R/h	Cementación	
Hospitales	Efluentes acuosos	2-5	E- $\gamma$ E-4 Ci m <sup>3</sup>	Decaimiento, descarga	In-113, Mo-99, Tc-99m, I-125, I-131, S-35, Na-24, P-32, H-3, C-14, Co-60, Cs-137, Sr-90, Ra-226.
	Fuentes selladas		1E-2 1E-3R/h	Cementación	
	Res. sólidos compactables		0.01R/h	Decaimiento o descarga	
Industria e Institutos de investigación	Fuentes selladas		1E-2 1E-3R/h	Cementación	Co-60, Cs-137, Ir-192, Am-241.
	Detectores de humo	0.2	1E-3R/h	Cementación	
	Efluentes acuosos	2-5	1E-6 1E-4Ci/m	Decaimiento, cementación	C-14, H-3, P-32, S-35, etc.
	Res. sólidos compactables		1E-2R/h	Decaimiento o cementación	

contener una información mínima necesaria indicando las características del residuo (Tabla VIII).

### Hospitales

La aplicación de materiales radiactivos es básicamente con fines de radiodiagnóstico y radioterapia.

Las principales áreas de aplicación son radioinmunoensayo, radiofarmacéutico, técnicas de diagnóstico, terapia e investigación.

Los volúmenes y concentraciones de actividades puede visualizarse en la Tabla VII . Un tipo de residuos sólidos completamente diferente lo representa las fuentes selladas contenidas dentro de blindajes. Los radionucleidos están presentes en una forma muy concentrada con un alto nivel de actividad.

La mayoría de las aplicaciones de las fuentes selladas se da en la medicina, pero también tienen otros usos en investigación e industria.

En la instalación centralizada se incluirá facilidades para inmovilizar las fuentes selladas agotadas, dentro de sus contenedores y/o blindajes originales, en forma cementadas sin que exista una remoción de la fuente sellada agotada.

### Industria

Hay establecimientos industriales que utilizan formas particulares de materiales radiactivos tales como

## TABLA VIII

REQUERIMIENTO DE DATOS PARA LOS RESIDUOS NO ACONDICIONADOS  
QUE SERAN GESTIONADOS EN LA INSTALACION CENTRALIZADA

- 1.- Descripción del residuo y lugar de generación
  - 1.1 Instalación y operación
  - 1.2 Cantidad (Kg) y tipo de residuo
- 2.- Composición química
  - 2.1 Concentraciones (mol, ppm, Kg)
  - 2.2 pH (en el caso de líquidos)
- 3.- Contenido de radionucleidos (Bq/kg)
- 4.- Campo de radiación en contacto (Sv/h)
- 5.- Forma física (líquido, lodo, sólido)
- 6.- Composición física
  - 6.1 Compactable - Combustible
  - 6.2 Compactable - No combustible
  - 6.3 No compactable - Combustible
  - 6.4 No compactable - No combustible
- 7.- Otras características importantes  
(Presencia de materiales inflamables, putrescibles o tóxicos)

fuentes selladas, objetos luminosos, ensayos no destructivos y control de calidad. Las cantidades de este tipo de equipos dependerá básicamente del nivel de aplicaciones de la tecnología nuclear. En nuestro país últimamente se ha incrementado su aplicación.

#### Universidades e Institutos de Investigación

Los usuarios de materiales radiactivos en los centros de investigación y universidades básicamente realizan **monitoreo** de vías ambientales y metabólicas asociadas con materiales tan diversos como drogas, pesticidas, minerales y fertilizantes.

Los **radionucleidos** más comunes que son utilizados son el **carbono-14** y el **tritio**, para estudios toxicológicos de varios compuestos químicos y sus vías metabólicas asociadas. El **carbono-14** y el **tritio**, son incorporados dentro de moléculas complejas con **uniformidad** considerable.

En la Tabla IX se brinda información de los **radionucleidos** más corrientemente usados en medicina, investigación e industria. El volumen de los residuos generados en este campo y la concentración de actividad son relativamente pequeñas.

Principales radionucleidos en la Industria Investigación

Aplicación Específica	Radionucleido	Período de semides.	Actividad más utilizada	Característica del residuo	Tipo de aplicación
Fajas transportadoras	Cs-137	30 a.	0.1 - 40 GBq	sólido	
Medidor de espesores	Cs-137, Am-241	30 a, 433 a	1 - 10 Bq		
Radiografía industrial	Ir-192, Co-60	74d, 5.3 a	0.1 - 3 MBq		
Medidor de nivel	Cs-137, Co-60	30 a, 5.3 a	0.1 - 20 GBq		
Analizador de fluorescencia rayos X	Fe-55	2.6 a	0.1 - 5 GBq	sólido	
Preservación de alimentos	Co-60, Cs-137	5.3 a, 30 a	0.1 - 400 PBq		
Medidor de espesores	Sr-90	23. a	0.1 - 20 Bq	sólido	
Perforación depozos petrolíferos	Am-241/Be, Cs-137	433 a, 30 a	1 - 500 GBq	sólido	
Investigación biológica	<sup>32</sup> P, <sup>35</sup> S, <sup>3</sup> H	12.2 a, 5960 a, 14.3 d	1 - 50 GBq, 50 MBq	sólido, líquido	Aplicaciones en Investigación
Irradiadores	Co-60	5.3 a	1 - 1000 TBq		
Blancos de tritio	H-3	12.2 a	1 - 10 TBq	sólido	
Braquiterapia	Cs-137, Ra-226	30 a, 1500 a	30 - 500 MBq		Aplicaciones Médicas
Teleterapia	Co-60	3 a	50 - 500 TBq	sólido	
Mediciones clínicas	I-125, I-131	60 d, 8.04 d	< 500 MBq	sólido, líquido	

## b) Características del Sistema de Gestión de Residuos Radiactivos

El sistema de gestión de residuos radiactivos líquidos y sólidos deberá considerar la minimización, segregación, programa de control de calidad, monitoraje, colección, transporte, proceso de tratamiento y la disposición de los residuos radiactivos.

### Minimización

Los residuos radiactivos serán minimizados de la siguiente forma:

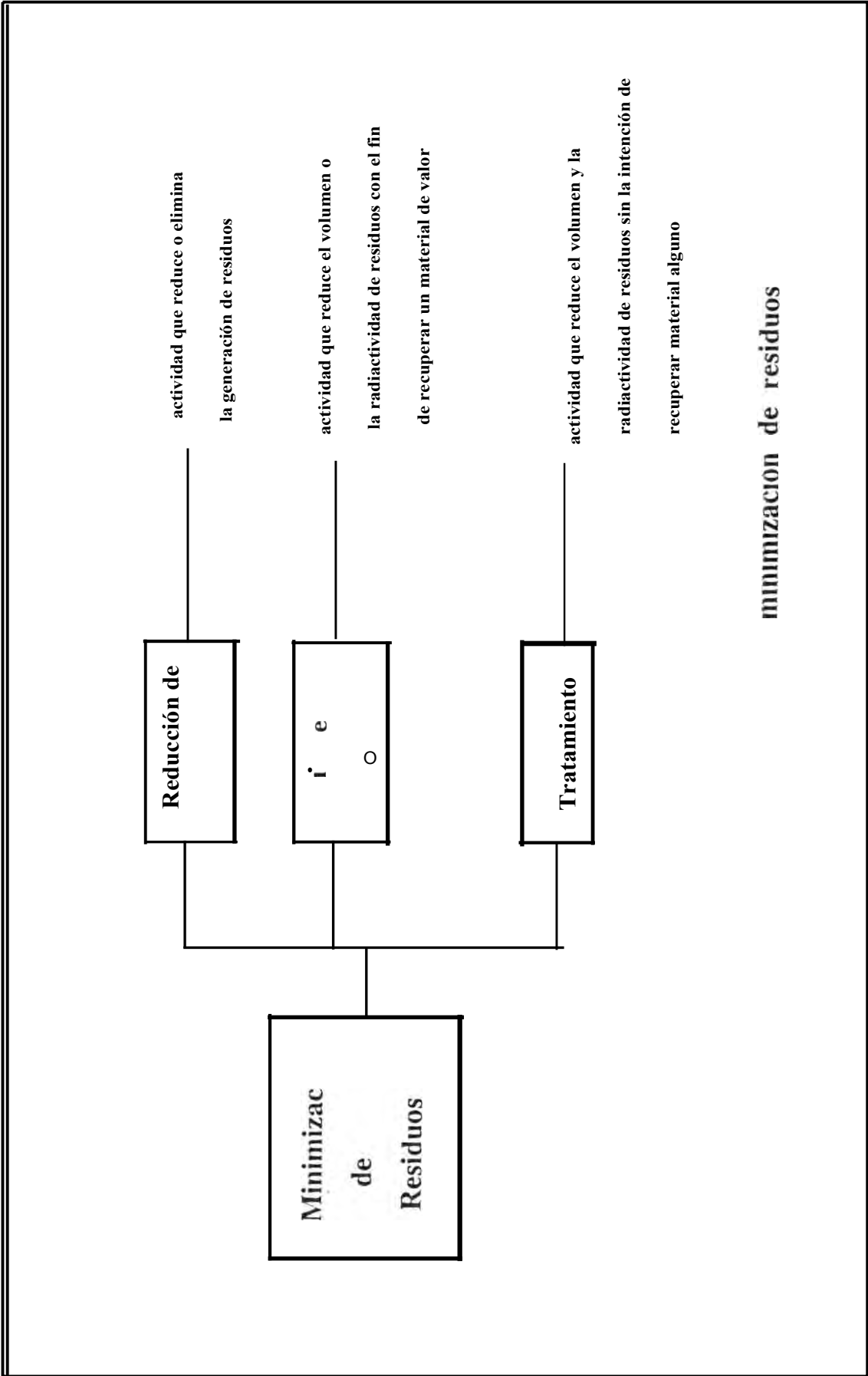
- Minimizando la cantidad de actividad que aparece en los residuos.
- Minimizando el volumen de los residuos con los cuales está asociado la actividad.
- Minimizando la cantidad de material que está clasificada como radiactiva.

Estas acciones pueden conseguir los objetivos más rápidamente cuando se aplican 'procedimientos de control administrativo para los usos institucionales de los radioisótopos(Fig.11).

### Segregación

Se hará la segregación o selección de residuos agrupándolos de acuerdo a sus propiedades fisicoquímicas y el nivel de contaminación para facilitar el posterior





tratamiento. Los procedimientos de control administrativo son importantes para mejorar la eficiencia de la operación.

La segregación busca los siguientes objetivos:

- La remoción e identificación de materiales peligrosos, tales como corrosivos, explosivos o sustancias tóxicas.

- La remoción para su limpieza y reciclaje de materiales e instrumentos de valor.

- La clasificación en tipos compatibles con operaciones posteriores.

- Tener la máxima cantidad de información acerca del residuo segregado.

#### Programa de Garantía de Calidad

La garantía de calidad será implementada en todas las etapas de gestión de residuos radiactivos, sobre todo en las etapas de **minimización** y segregación.

#### **Monitoraje** de Residuos Sólidos

Se contará con monitores para medir el nivel de radiación en las bolsas o cilindros donde se recolectarán los residuos.

Para el traslado de los residuos, desde los

lugares donde se originan los residuos hasta la instalación de procesamiento, la tasa de dosis en la superficie del bulto no deberá superar los 2  $\mu\text{Sv/h}$ .

Los monitores serán calibrados **dosimétrica** y electrónicamente en forma periódica, con una frecuencia de 6 meses.

### **Recolección y Transporte**

La recolección y el transporte de los residuos radiactivos será realizado por el personal técnico que labora en la instalación centralizada de gestión de residuos radiactivos.

Los contenedores utilizados en la recolección serán estandarizados para facilitar la operación y asimismo, tendrá etiquetas donde se anotarán las características de los residuos recolectados.

El diseño de la Instalación Centralizada de gestión de residuos radiactivos considerará las cantidades y tipos de los residuos producidos anualmente.

Los líquidos contaminados que serán colectados y transportados a la instalación centralizada reunirán los requisitos técnicos indicados en la reglamentación de la Autoridad Nacional. **(Ref. 38)**

**La Instalación Centralizada considerará en su diseño, un área específica donde se realizará la**

recepción de residuos radiactivos antes de cualquier procesamiento y acondicionamiento.

### **Procesamiento de Residuos**

En el tratamiento de los residuos se considerará los siguientes aspectos:

Existirá una Instalación Centralizada para el tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos tanto sólidos como líquidos. Contará 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 tendrá una fuerza de 16 toneladas y se utilizarán tambores de 200 litros donde se introducirán las bolsas plásticas para ser compactadas. Se considera que se tendrá una reducción de volumen en un factor de 5.

El método de precipitación química basado en el principio de separación por coagulación y **floculación** será 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.

Para efectos del diseño de la planta de tratamiento químico se considerará una producción anual de 100 m<sup>3</sup> de residuos líquidos.

Debido a las características y baja actividad de los contaminantes, no se necesitará blindaje.

El proceso de precipitación producirá un lodo como resultado de las reacciones químicas. **Después** de la sedimentación los lodos tienen que ser acondicionados para el transporte, almacenamiento y disposición. En este caso se utilizará para el acondicionamiento el proceso de cementación.

Se contará con una unidad de cementación donde se introducirán los lodos, cemento y agregados, en cilindros de 200 litros de capacidad. La unidad de cementación tendrá agitadores para homogeneizar la mezcla y de esa manera producir un producto cementado uniforme y estable.

La unidad de cementación también puede utilizarse para solidificar concentrados, resinas de intercambio **iónico**, líquidos, etc.

Otro tipo de residuos que serán acondicionados y tratados son los residuos biológicos tales como **carcasas** de animales y otros 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 **un pozo 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.

### **Almacenamiento de Residuos Radiactivos**

El almacenamiento de residuos radiactivos se realizará en un área externo del edificio de tratamiento y acondicionamiento.

#### **- Capacidad**

La capacidad del área de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos considerará un período de 10 años de las cantidades o volúmenes de residuos producidos anualmente, **despues** del tratamiento e inmovilización. **La** cantidad de residuos esperado **despues** del tratamiento será de 10 - 20 m<sup>3</sup>/año, como se indicó en la Tabla X. La cantidad producida en un período de 10 años será igual a aproximadamente 200 m<sup>3</sup> ó 1000 tambores de 200 litros cada uno. El **apilamiento** de los tambores en el lugar de almacenamiento deberá considerar como máximo la superposición de 3 tambores en forma vertical.

#### **- Manipulación de los tambores**

Para simplificar la manipulación de los tambores y minimizar los costos de capital, se hará uso **de un** vehículo **montacarga**. En la planta se deberá contar con

una grúa de 1500 Kg que permitirá levantar los tambores al vehículo montacargas, para su respectivo retiro.

Antes de ser retirados de la planta se chequeará si los contenedores presentan contaminación superficial comparándolos con los niveles autorizados.

### **Instalaciones Auxiliares**

La Instalación Centralizada deberá considerar el espacio suficiente para la ubicación de oficinas y ambientes para ubicar los materiales y equipos de soporte para el procesamiento de residuos radiactivos.

#### **- Laboratorio**

Se construirá un laboratorio con una superficie de 72 m<sup>2</sup> donde se realizarán las pruebas sobre factores de descontaminación y pruebas de calidad de los productos cementados.

Se contará con un sistema de medición **radiométrica** por **espectrometría** gamma.

#### **- Oficinas**

Se deberá considerar un área de 30 m<sup>2</sup> para la construcción de oficinas donde se ubicará el personal.

Allí se almacenarán los archivos de todas las operaciones realizadas.

- Vestíbulo y Cuarto de Monitoraje

Se considerará una oficina donde se ubicará el oficial de radioprotección y desde donde se dirigirá las operaciones.

También deberá ubicarse un vestíbulo para que el personal operador se cambie de vestimenta, cada vez que entre al área controlada. Será un ambiente que separa la zona controlada de la zona no controlada.

Se considerará una superficie aproximada de 20 m<sup>2</sup>.

- Area de Descontaminación

Se deberá construir un ambiente donde se realice la descontaminación de los equipos y herramientas contaminadas utilizadas en el mantenimiento de la planta.

El ambiente deberá contar con una mesa de trabajo y sumideros que estará conectado al sistema de desague de líquidos contaminados. También deberá tener una campana, en depresión, que evite la inhalación de vapores radiactivos o aerosoles, por parte del personal operador.

Se deberá considerar una superficie de 50 m<sup>2</sup>.



### **- Almacén**

Se considerará la construcción de un ambiente para ubicar herramientas y otros materiales que se utilizarán en la planta. Se considera una superficie de 30 m<sup>2</sup>.

### **- Servicios Diversos**

#### **Ventilación**

Se contará con un sistema de ventilación integral para la remoción del aire de todo el edificio.

Las características principales que debe tener **el** sistema de ventilación son:

- Un sistema de inyección de aire limpio.
- Un sistema de extracción de aire único que descargará en una chimenea.
- El aire deberá fluir de la zona de menor contaminación a la de mayor contaminación.

#### **Alimentación Eléctrica**

Se contará con la suficiente potencia y corriente **trifásica** para alimentar energía a los equipos del edificio así como al sistema de ventilación.

#### **Protección contra incendio**

Se contará con **extinguidores** de acción **automática en la planta de tratamiento y acondicionamiento de residuos,**

en el laboratorio, en la sala del oficial de radioprotección y en el ambiente de almacenamiento de cilindros conteniendo residuos radiactivos.

#### **Suministro de agua**

Se contará con un sistema de abastecimiento de agua potable.

Se tendrá conexión al sistema de agua general de lucha contra incendio. También se contará con agua destilada por lo que se requerirá contar con una pequeña columna de intercambio iónico en el laboratorio.

#### **Monitores de radiación**

Se tendrá monitores de tasa de exposición, de contaminación, monitores de pies, manos y vestimenta.

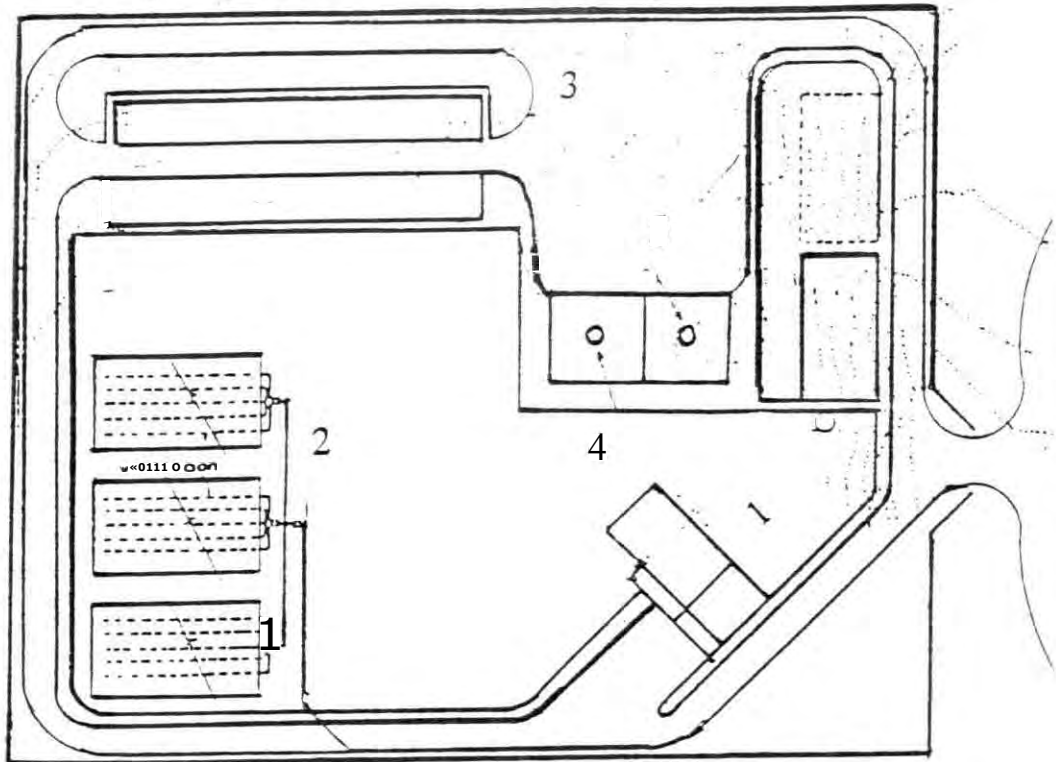
Se hará las mediciones cada vez que el personal ingrese y salga de la zona controlada.

También se contará con **muestreadores** de aire para analizar los niveles de contaminación **que pudiera** haber dentro de la instalación y en su entorno.

#### **c) Descripción de las instalaciones**

La Instalación centralizada de gestión de residuos radiactivos tendrá una superficie aproximada de 15000 m<sup>2</sup> (Fig.12).

**Dentro de dicha superficie estarán ubicadas:**



- 1.- Edificio de tratamiento de residuos
- 2.- Lecho de infiltración para residuos líquidos
- 3.- Trinchera para residuos sólidos
- 4.- Cubículo para residuos biológicos
- 5.- Cubículo para fuentes selladas

**Fig. 12** Area centralizada de gestión de residuos radiactivos

- 1.- Edificio de tratamiento y acondicionamiento de residuos.
- 2.- Cubículo para fuentes selladas agotadas
- 3.- Cubículo para residuos biológicos contaminados
- 4.- Almacenamiento para residuos sólidos acondicionados
- 5.- Lecho de infiltración para residuos líquidos

En la parte externa, aunque formando parte del sistema integral de residuos radiactivos, se encuentran dos pequeñas plantas de decaimiento de líquidos activos, una para el reactor y el otro 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.

### **1.-Edificio de tratamiento y acondicionamiento de residuos**

Tendrá una superficie aproximada de 600 m<sup>2</sup> (Fig.13).

En el diseño se ha tenido en cuenta los siguientes aspectos de **radioprotección**:

a) Existen dos áreas, una controlada, donde se trabaja con material radiactivo, y otra zona no controlada. Además entre ambas existirá una diferencia de presión, estando la zona controlada en depresión con respecto a la otra.

b) Existe un vestíbulo que estará ubicado entre la zona controlada y no controlada.

c) Existe un cuarto, para los equipos del sistema de ventilación, que está en depresión con respecto a los otros ambientes.

El aire que ingrese a la planta será filtrado sólo por prefiltros mientras que el aire que sale de la Planta deberá pasar por un sistema de filtros que considere prefiltros y filtros absolutos.

d) Existe un sistema de ventilación separado para las campanas radioquímicas.

e) Los ventiladores y los filtros serán instalados dentro del área controlada ya que existe un riesgo de contaminación cuando se cambian los filtros.

f) El piso de los laboratorios, el corredor y el vestíbulo será cubierto con una densa capa de un material que pueda ser fácilmente descontaminable, tal es el caso del material plástico.

g) Las paredes y techos serán pintados con una capa que pueda ser fácilmente descontaminada. Previamente se deberá suavizar las superficies; es decir, no deberán existir rugosidades.

En la Fig. 14 puede visualizarse el lay-out del edificio. Consta de los siguientes ambientes:

- Zona controlada

Planta de trabajo

Zona de monitoraje

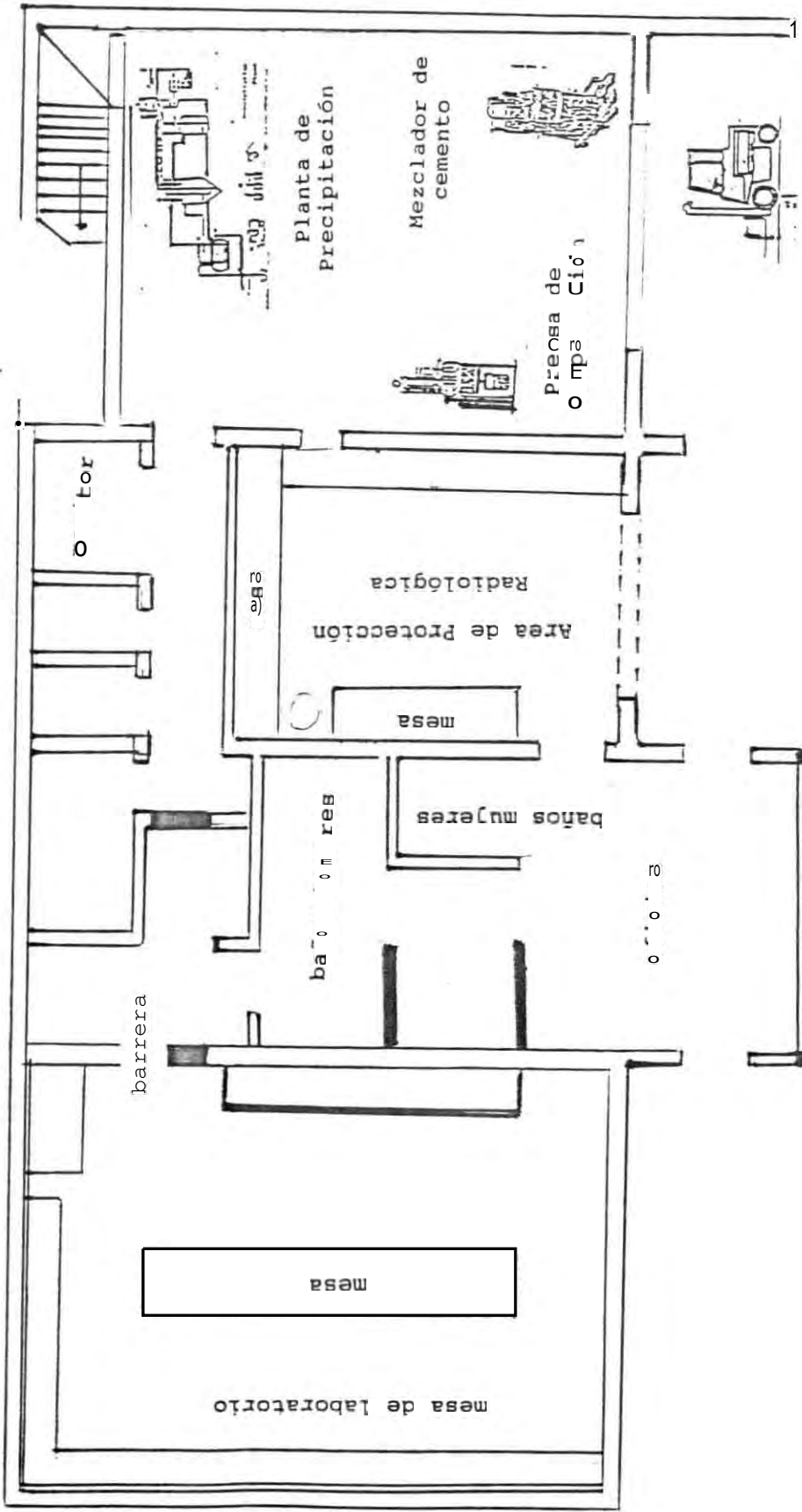


Fig. 14 Ambientes con equipamiento del edificio de tratamiento y acondicionamiento de residuos

## **Vestidor**

Servicios higiénicos

Equipamiento del sistema de ventilación

### **- Zona no controlada**

Oficina

Zona de archivo

Depósito

Servicios higiénicos

### **2.- Cubículo para fuentes selladas agotadas**

Es una construcción subterránea, cuyas paredes laterales y el piso están formadas por una pared de mampostería, un recubrimiento impermeable y la parte interior conformada por una estructura de hormigón armado y tendrá una tapa deslizable sobre rieles (**Fig.15**). En la parte superior de la tapa habrá un pórtico con un **monorriel** provisto de un **aparèjo** manual o eléctrico para una carga aproximada de 1.5 a 2 toneladas. Igual característica tendrá el cubículo para residuos biológicos.

### **3.- Trinchera para residuos sólidos acondicionados**

Es una excavación de aproximadamente 50 m de **largo con un** ancho de 6 m y una profundidad de 2 m. Las

paredes laterales serán verticales y reforzados con mampostería para evitar desmoronamiento. El piso será de concreto con una capa de material impermeable (Fig.16).

#### **4.- Lecho de infiltración para residuos líquidos**

Son excavaciones en el terreno, los cuales posteriormente son rellenos en capas de tierra y arena para mejorar la permeabilidad. La parte superior se irá completando con grava de diámetros mayores, hacia la superficie. Para garantizar una distribución homogénea se bombeará el líquido mediante un sistema de cañerías que abarcan toda la superficie del lecho. Las dimensiones aproximadas de las mismas serán de 12 m de largo por 6 m de ancho y 1.2 m de profundidad (Fig.17).

#### **5.- Planta de decaimiento de líquidos activos**

Todos los desechos líquidos activos serán objeto de la siguiente gestión:

- Colección
- Aislamiento del volumen a tratar
- Homogeneización y ajuste del pH
- Medición y control del volumen, actividad específica y actividad total
- Decaimiento
- Ejecución del envío, ajustando el mismo según la capacidad receptiva del destino final.



Todas estas actividades serán realizadas en la Planta de decaimiento de líquidos activos.

Dentro de la instalación nuclear y radiactiva existen varios colectores, que recogen los efluentes generados en los diferentes ambientes. Estos líquidos contaminados son evacuados por una bomba centrífuga y conducidos por la correspondiente cañería fuera del edificio hasta unas cisternas que constituyen la planta de decaimiento de líquidos activos.

La construcción en sí de la planta de decaimiento es de hormigón armado en concordancia con las condiciones sísmicas de la zona y con la carga impuesta por los efluentes almacenados, máximo  $40 \text{ m}^3$ , que equivalen a 40 toneladas métricas. Consta de dos niveles; en el primer subsuelo, al cual se tendrá acceso desde el exterior a través de una puerta trampa y escalera, estará destinado a la instalación del sistema de bombeo, circuito de cañerías, filtros, muestreo de efluentes y comando de bombas. El segundo subsuelo consta de dos cisternas con capacidad útil de aproximadamente  $20 \text{ m}^3$  cada una. Las cisternas se conectarán con el circuito de bombeo por pasajes fijados en la losa superior. Las dimensiones de las cisternas serán  $2 \text{ m} \times 2 \text{ m} \times 6.0 \text{ m}$ , construídos en hormigón armado y con un revestimiento interior de pintura epoxi no bituminosa (Fig.18).

La tapa superior de las cisternas se encontrará a una cota de -2.34 m respecto del nivel del terreno. Encima de la losa superior y en la parte central se ubicarán además de las cañerías las correspondientes bombas de circulación.

La comunicación de la cañería principal a cada una de las cisternas tendrá una válvula con un sistema que asegure que solo una de las líneas se halle permanentemente abierta. Las cisternas tendrán una entrada de hombre con una escalera de mano y orificios para pasajes de medidores de nivel, **pH**, densidad, actividad y toma muestras.

La planta de decaimiento se conectarán al lecho de infiltración a través de cañerías de **PVC** reforzada con una capacidad de presión de trabajo de 10 **Kg/cm** a 20 °C.

## **111.2 Descripción de los Sistemas de Tratamiento y Acondicionamiento de Residuos Radiactivos**

### **a) Tratamiento de Residuos Radiactivos Líquidos**

En la Instalación Centralizada se gestionarán tres tipos de **efluentes** líquidos.

**Tipo 1.- Efluentes** conteniendo **radioisótopos** de corto período de **semidesintegración** ( $t < 1$  año).

El volumen promedio anual que se tratará será de 100 m<sup>3</sup>. La concentración de actividad fluctúa entre 1E-07 a 1E-05  $\mu\text{Ci/ml}$ .

Tipo 2.- Efluentes conteniendo radioisótopos de período de semidesintegración largo, por ejemplo, productos de fisión. El volumen promedio anual que se tratará será de 100 m<sup>3</sup>. La concentración de actividad varía de 1E-05 a 1E-03  $\mu\text{Ci/ml}$ .

Tipo 3.- Efluentes conteniendo radioisótopos de período de semidesintegración largo. Se trata de líquidos de naturaleza orgánica. El volumen promedio anual que se producirá será de 0.2 m<sup>3</sup>. La concentración de actividad varía de 1E-06 a 1E-04  $\mu\text{Ci/ml}$ . Aquí se considera también a los llamados líquidos residuales especiales.

Tipo 4.- Efluentes que normalmente no contienen actividad o que tienen muy bajo nivel de actividad, por ejemplo agua de enjuagues. La cantidad es aproximadamente de 600 m<sup>3</sup> por año.

Sólo los efluentes del tipo 1, 2 y 3 serán tratados. Los efluentes del tipo 4 pueden ser descargados normalmente al sistema de desague común luego de determinar que su concentración de actividad no superan 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 serán descargados al sistema de **desague** común luego del decaimiento y dilución que se realizará en tanques de concreto construidos para tal fin. En forma conservadora se estima que 150 m<sup>3</sup> 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.

**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. Este mismo **procedimiento** se establece para pequeños volúmenes de residuos líquidos que contienen una mayor actividad específica, denominados líquidos especiales.

#### **b) Tratamiento de Residuos Radiactivos 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. De acuerdo a los datos de referencia, se producirá aproximadamente 50 m<sup>3</sup> por año. Sobre esa base sólo se justifica el método de reducción de volumen por compactación. (Ref. 39, 40)

Dentro de los residuos radiactivos existirán varios tipos:

### **Compactables y No Compactables**

**Categoría 1.-** Residuos sólidos contaminados con radioisótopos de corto período de semidesintegración. Se producirá aproximadamente 30 m<sup>3</sup> 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.-** Residuos sólidos contaminados con radioisótopos de largo período de semidesintegración. Su producción anual será aproximadamente 13 m<sup>3</sup> al año. 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.

En la **Fig.19** se puede visualizar un diagrama para el tratamiento y acondicionamiento de residuos sólidos.

**Categoría 3.-** Material biológico como **carcasas**, mayormente contaminados con **radioisótopos** de corto período de **semidesintegración**. Su producción anual se estima en  $0.5 \text{ m}^3$  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**

Se producirá aproximadamente  $0.5 \text{ m}^3$  al año. Estas resinas que resultan de la descontaminación del sistema primario del reactor, 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. Esta técnica puede visualizarse en la **Fig.20.** (Ref. **41**)

### **Fuentes Selladas Agotadas**

Se estima que se producirá aproximadamente 2 m<sup>3</sup> por año. En este caso las fuentes selladas, sin retirarlas de su blindaje original, serán acondicionados 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. Finalmente el residuo acondicionado tendrá un peso entre 450 Kg y 1 tonelada por lo que se requerirá equipamiento mecánico para su remoción y transporte.

En las **Fig.21** y **22** se puede visualizar el proceso de tratamiento y acondicionamiento de fuentes selladas agotadas. (Ref. **42**)

### **Sistema de Colección de Residuos Radiactivos**

#### **Efluentes Líquidos**

Los líquidos contaminados producidos tanto en **el reactor** como en la Planta de Producción de **Radioisótopos**

(PPR) serán colectados en dos cisternas de concreto de 20 m<sup>3</sup> cada uno.

Dependiendo de las características de los residuos contaminados; es decir, se trate de residuos tipo 1, 2, 3 ó 4 se procederá a su tratamiento de acuerdo a lo indicado en el punto 111.2.

Los residuos generados en otros lugares del territorio nacional o los de naturaleza orgánica, producidos en el Centro Nuclear, serán almacenados en recipientes de vidrio o PVC, según convenga, para su posterior traslado a la Instalación Centralizada, en concordancia con las disposiciones dadas por la Autoridad Nacional.

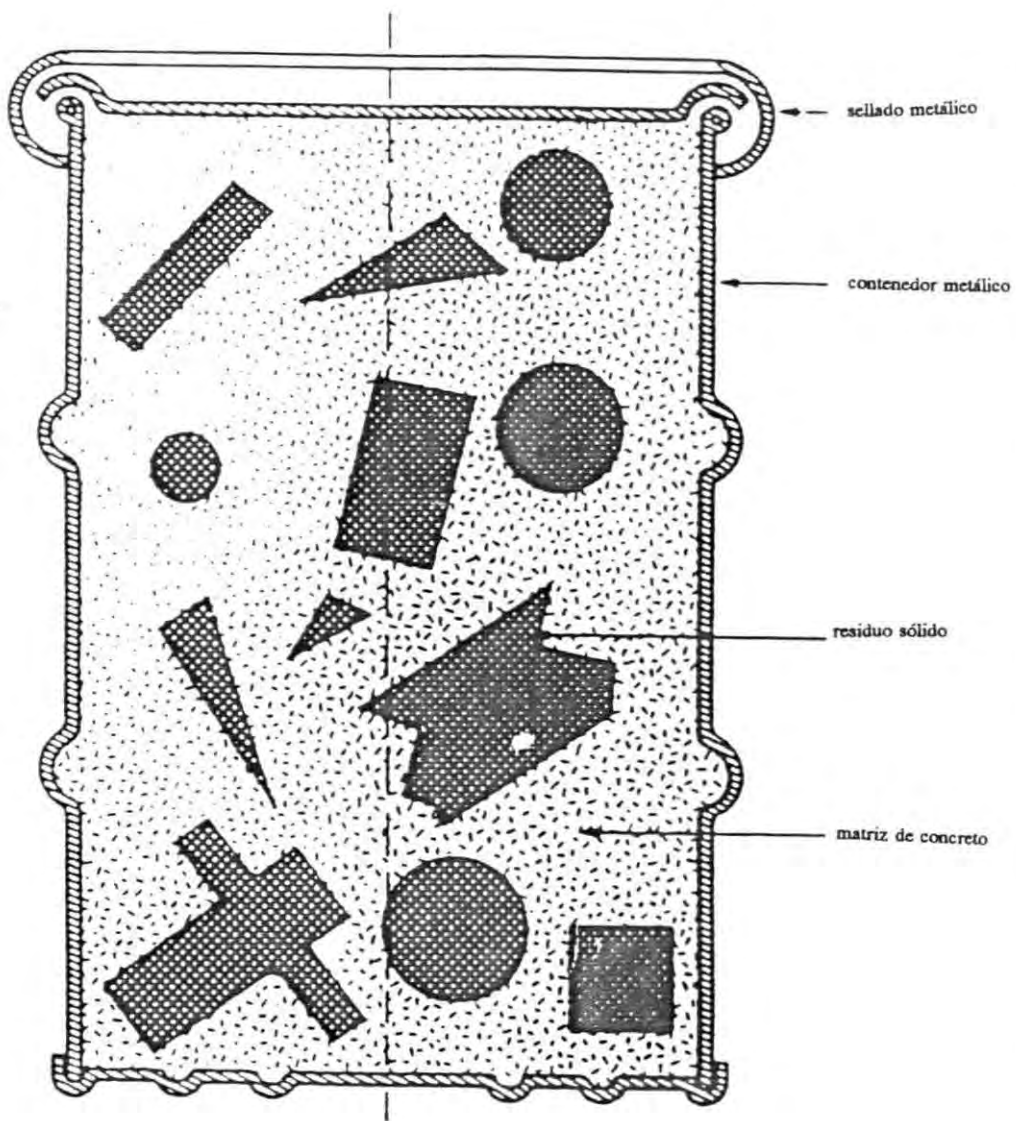
#### Residuos Sólidos

Los residuos radiactivos sólidos que presentan baja tasa de exposición serán colectados en bolsas de plástico o PVC.

Para el almacenamiento temporal, en los laboratorios y posterior transporte al área de tratamiento, se utilizará bolsas dentro de un cilindro reutilizable 200 litros. Por este método, el riesgo de contaminación durante el almacenamiento y transporte es muy pequeña.

Para los residuos radiactivos sólidos de alta tasa de exposición se utilizarán recipientes blindados que serán construidos de plomo y/o concreto(Fig.23).





**Fig. 23 Residuos sólidos inmovilizados en concreto**

## **Transporte de Residuos Radiactivos**

### **Residuos Radiactivos Líquidos**

Para el transporte de residuos de categoría 2; se utilizará un sistema de cañerías para enviarlo a la planta de tratamiento químico (tanques de almacenamiento) o lecho de infiltración, para su tratamiento y decaimiento radiactivo. Las cañerías serán de **PVC** y estarán tendidas, enterradas, a una profundidad de 1 m debajo del nivel del suelo.

Se contará con un carro cisterna con un tanque de acero inoxidable y con una capacidad de 100 litros que servirá para transportar líquidos orgánicos contaminados o residuos líquidos especiales. El llenado será por succión. La bomba de vacío se instalará en el carro cisterna.

### **Residuos Radiactivos Sólidos**

El transporte de los residuos radiactivos sólidos con o sin blindaje pueden ser trasladados por una camioneta o montacargas. Los residuos de baja tasa **de** exposición serán transportados, al área de tratamiento, en cilindros **reutilizables** de 200 litros.

### **Almacenamiento de Residuos Radiactivos**

Se construirá un ambiente cubierto con planchas **de eternit** ligero tanto para las paredes como el techo. El piso tendrá una cubierta de asfalto que evite 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 coleccionador de 0.5 m<sup>3</sup>. Luego de tomar muestras y ser analizados se determinará si requieren un tratamiento o si serán descargados al **desague** común.

Sólo se almacenarán en este ambiente, los residuos acondicionados en cilindros. Asimismo, servirá como un lugar de almacenamiento intermedio para permitir el decaimiento del residuo y su posterior enterramiento en la trinchera correspondiente. Sus dimensiones serán 6 m de largo, 3 m de ancho y 4 m de altura.

### **c) Tratamiento de Residuos Radiactivos Gaseosos**

Se contará con un sistema de ventilación que tendrá como objetivo, la eliminación de aerosoles que se puedan originar dentro de la instalación de tratamiento y acondicionamiento de residuos, así como de los gases radiactivos; de tal modo que se evite la propagación de **la** contaminación tanto dentro como fuera de los diferentes ambientes. (Ref. **43, 44**)

Los considerandos que se tendrán en cuenta en el diseño de este sistema de ventilación serán:

- Prever la máxima seguridad y simpleza de operación para el personal.

- El aire que se proporcionará a todas las áreas de trabajo será aire limpio; es decir, con el 100 % de aire exterior, ya que así lo requieren las severas normas de Protección Radiológica.

- El sistema será diseñado de tal modo que **proporcione** una ventilación en forma continua.

- El sistema mantendrá un flujo **direccional** desde las áreas de menor contaminación a las que tienen mayor contaminación.

- El aire agotado o contaminado será purificado antes de su descarga al ambiente exterior para evitar cualquier contaminación radiactiva.

- Se evitará la deposición de aerosoles en los **ductos**.

- Los equipos deben ser fácilmente accesibles para realizar su mantenimiento, así como inspecciones durante el tiempo de operación.

## **Sistema de Ventilación**

### **Descripción de las Instalaciones**

**El edificio tendrá un sistema de ventilación por extracción, en los siguientes locales:**

-

-

Además, se instalará un sistema de aspiración localizado sobre la prensa, destinada a captar las partículas que se desprenden del material compactado.

Debido a las características especiales de trabajo a desarrollar en los sectores indicados, no se admite la **recirculación** de aire.

El aire extraído de cada uno de los sectores y del sistema de aspiración localizado será conducido a la sala de máquina ubicada en la planta alta.

A los efectos de lograr una mayor flexibilidad en la utilización de la instalación, los sectores planta de trabajo, vestuarios calientes y aspiración sobre prensa, constituirán unidades independientes. Estas unidades comprenderán el sistema de conductos, los **pre-filtros**, los filtros absolutos y la descarga a la chimenea común.

El ingreso de aire a los locales correspondientes, se efectuará por medio de rejas de **aspiración** con filtros renovables.

El conjunto de elementos deberá mantener los sectores mencionados en depresión con respecto **al exterior**.

**En las Fig.24 y 25 se puede observar un diagrama del sistema de ventilación.**

### **Condiciones de Diseño**

La instalación deberá responder a las siguientes condiciones:

#### a) Sector planta de trabado

- 10 renovaciones de aire del ambiente, por hora, como mínimo.
- Extracción por rejillas de aspiración, a los efectos de facilitar el barrido del aire viciado.

#### b) Sector vestuarios calientes

- 10 renovaciones de aire del ambiente, por hora, como mínimo.
- Extracción por rejillas de aspiración.
- Ingreso de aire por rejillas ubicadas en la pared exterior.

#### c) Sector aspiración sobre prensa

- Velocidad de captación de la campana, 8 m/s.
- Acoplamiento flexible.
- Cámara de decantación de polvos antes de su ingreso al conducto.

### **Especificaciones Técnicas Especiales**

Se especifica a continuación los tipos, calidades y características de los principales elementos constitutivos de las instalaciones. Se debe tener **en cuenta los siguientes aspectos:**

a) Reja de Entrada de Aire

La persiana de toma de aire será construida en chapa galvanizada, con un marco perfil de hierro y con malla de alambre tejido. Se fijará mediante mariposas a otro marco también de hierro que irá amurado a la mampostería.

La abertura de la persiana a través de la mampostería contará con otro marco de chapa con acceso desde el interior y destinado a alojar el filtro grueso de partículas de polvo y el filtro fino.

El conjunto de filtro grueso y fino estará sujeto por un marco fijado con mariposas y presentará una terminación adecuada.

b) Conductos de Extracción de Aire

Los conductos serán de chapa de hierro galvanizado(Fig.26). Los tramos de conductos serán unidos por medio de pestañas levantadas, ~~construidas~~ y cerradas adecuadamente para asegurar la hermeticidad. Los conductos serán fijados a las paredes y techos o vigas con el fin de eliminar las posibilidades de transmisión de vibraciones y ruidos.

Los cambios de dirección se harán mediante curvas con radio medio de 1.5 veces el ancho del conducto.

c) Filtros de Aire

Los filtros de aire destinados a retener las partículas generadas en la planta, estarán ubicadas en la

sala de máquina, conformando 3 unidades independientes como se indicó antes. Las cajas destinadas a contener los filtros serán de construcción metálica reforzadas con hierro ángulo.

Los filtros irán ubicados sobre guías especiales destinadas a facilitar su manipulación, y se proveerán las facilidades para efectuar el recambio sin romper la **estanqueidad**.

Las cajas de filtros llevarán manómetros indicadores de la pérdida de carga.

Los filtros que se utilizarán serán los absolutos, con una eficiencia de retención del 99.97 % para partículas de 0.3 micrones. El material filtrante estará constituido por una hoja plegada en forma continua sobre separadores de aluminio. Los filtros absolutos serán protegidos por **prefiltros** de tela.

### **111.3 Planta de Tratamiento Químico**

#### **a) Descripción de la Planta**

Esta Planta permitirá tratar los residuos radiactivos líquidos del tipo 2 que tienen un gran interés **radiosanitario**.

Estará compuesta de los siguientes equipos:

Tanques de almacenamiento

Tanque de alimentación



Tanque de precipitación química

Dosificadores de reactivos químicos

Tanque de líquidos clarificados

En la Fig.27 se puede visualizar el isométrico simplificado de la distribución de los equipos dentro de la Planta de Tratamiento Químico.

En la Fig.28 se observa un diagrama del sistema integral de la Planta de tratamiento químico.

Los residuos provenientes de las plantas de decaimiento del reactor y de la planta de producción de radiosótopos serán enviados, cuando así sea necesario, a la planta de tratamiento químico. Los líquidos serán recepcionados en dos tanques de almacenamiento con capacidad de 6 m<sup>3</sup> cada uno. De allí los líquidos serán alimentados, haciendo uso de una bomba, a otro tanque con capacidad de 4 m<sup>3</sup> llamado tanque de alimentación y de material de PVC. Luego de caracterizar el residuo y homogeneizarlo se enviarán los residuos al tanque de precipitación y con capacidad aproximada de 1.5 m<sup>3</sup>. Este tanque es de vidrio a fin de facilitar la observación y separación de los precipitados, exteriormente. Los reactivos químicos así como los ácidos y bases que se agreguen para ajustar el pH, serán suministrados por la parte superior del tanque de precipitación. Contará con agitadores para homogeneizar la mezcla y lograr una mejor precipitación. Los lodos producidos serán alimentados

directamente a tambores de 200 litros donde serán mezclados con cemento, a fin de lograr la retención de los contaminantes y una buena estabilidad. Los estudios a nivel de laboratorio permitirán ajustar las condiciones más adecuadas para que el producto cementado, tenga una baja lixiviación y una buena resistencia mecánica.

Los líquidos **sobrenadantes** del tanque de precipitación, se enviarán a otro tanque de **PVC**, denominado tanque de clarificados, de aproximadamente 1 m<sup>3</sup> de capacidad. Allí luego de analizar la actividad e identificar los contaminantes presentes, se tendrá las opciones de retornarlos al tanque de precipitación, descargarlo al lecho de infiltración o eliminarlo al **desague** común. El cálculo de la capacidad de los tanques se indica en el Capítulo IV.

#### **b) Condiciones de Diseño**

Se deberá considerar el principio de "la defensa **en** profundidad". Este principio implica el empleo usual **de** varias barreras, de ordinario independientes, para demorar o impedir la migración de **radionucleidos**, sin control alguno, en situaciones accidentales. Se tiene **en** cuenta las barreras naturales y técnicas.

Considerando este aspecto se tendrá en cuenta **las siguientes consideraciones:**

- En el diseño de la Planta se debe **preveer** el caso de que por algún accidente o sismo se rompan los tanques o tuberías y se descarguen los líquidos al piso. En este caso debido a la pendiente existente en el suelo y a través de una cañería, los líquidos retornarán al tanque de almacenamiento, el cual deberá tener la capacidad suficiente de almacenamiento.

- El piso será recubierto de un material que permita su fácil descontaminación.

- El sistema será suficientemente flexible como para permitir el trasvase de los líquidos de un tanque a otro.

- El arranque de las bombas será manual desde un tablero, pero a la vez tendrá botoneras de arranque y parada cerca a las bombas.

### **Capacidad**

Se considerará una capacidad de 100 m<sup>3</sup> por año, en forma conservadora ya que los primeros años sólo se tendría una necesidad de una menor capacidad de acuerdo a la experiencia en otros Centros Nucleares de Investigación.

### **Componentes y Sistemas**

#### **Materiales de Construcción**

Los materiales de la parte de la planta **que estarán en contacto con el residuo serán de material de PVC, el**

cual está demostrado que es un material muy resistente y fácil de procesar. De esta manera se evitará el problema de corrosión que podría presentar el trabajar con ácidos.

Los compuestos o sustancias residuales que pueden atacar al **PVC**, deberán ser almacenados en forma separadas para su posterior tratamiento.

### **Tanques de Almacenamiento**

Deberán estar ubicados debajo del nivel del suelo de forma tal que se pueda aprovechar la gravedad, para la retención de los residuos.

Se tendrán dos tanque de acero al carbono, recubiertos internamente con material de fibra de vidrio y arenado, con una capacidad de 6 m<sup>3</sup> cada uno. Estos tanques estarán depositados dentro de una cisterna de hormigón armado con un revestimiento interior compuesto por una película de pintura **epoxi** que impermeabilice las paredes. La cisterna tendrá una capacidad de almacenamiento que será por lo menos el doble de la capacidad de los tanques. Esto permitirá, que en caso hubiera fuga o pérdida de líquidos en los tanques, éstos quedarán contenidos dentro de la cisterna de concreto.

Las bombas y válvulas de descarga de los tanques serán ubicados en un cubículo independiente para evitar riesgos de contaminación. En el caso de los dos tanques, **uno** estará destinado a la recepción **y el otro, para**

alternarse, de forma tal que se tenga una mayor flexibilidad de operación y capacidad. La secuencia será que cualquiera de ellos estén en la posibilidad de recibir los residuos. Desde cualquiera de los tanques se podrá bombear los líquidos para su posterior tratamiento. Es decir, deberán ser de accionamiento independientes pero estarán conectados entre si. Esto permitirá que en caso existiera fuga en algunos de ellos, no se paralizará la operación de la Planta.

La instalación poseerá facilidades para el trasvase de líquidos entre ambos tanques. Las bombas se instalarán en paralelo y de a dos, contando con una de reserva en ambos casos.

Todas la válvulas serán de accionamiento manual, local y del tipo esférico o sea de cuarto de vuelta, lo cual evita el mantenimiento de instalaciones con comandos eléctricos y/o neumáticos.

Los tanques tendrán un sistema de medición de nivel de liquido de funcionamiento sencillo y confiable, con indicación local y en el tablero de comando.

Los cubículos de concreto incluso el de las bombas, deberán poseer un sistema de bombeo tal que permita el envío de eventuales pérdidas detectadas y acumuladas en los mismos, a cualquiera de los tanques. Debido a esto cada cubículo poseerá un sumidero desde el cual se bombearán los líquidos.

La cisterna deberá tener iluminación localizada, para el correspondiente mantenimiento.

Los tanques deberán contar con las siguientes facilidades; boca de muestreo, boca de inspección apta para ser utilizada como entrada de hombre y de agitación mecánica, para asegurar la remoción de eventuales sedimentaciones en el fondo de los tanques.

#### Tanque de Alimentación

Este tanque será de PVC y con una capacidad de 4 m<sup>3</sup> donde se caracterizarán y homogeneizarán los residuos líquidos antes de enviarlos al tanque de precipitación. Para ello, se contará con una bomba; ocasionalmente la bomba se utilizará para recircular el contenido del tanque, especialmente antes de vaciarlo. El tanque deberá contar con un agitador.

En este tanque se analizará la presencia de solventes orgánicos que puede ser perjudicial para el sistema y que determinará si se envía los líquidos al tanque de precipitación.

#### Tanque de Precipitación

Será de material de vidrio grueso de forma tal que pueda visualizarse externamente la separación de fases que se producen en el proceso de precipitación. De esa

manera será fácil distinguir el líquido claro de los lodos producidos.

Teniendo en cuenta una producción de  $100 \text{ m}^3$  por año y considerando 50 semanas de trabajo por año con dos precipitaciones por semanas, 100 precipitaciones por año, será suficiente una capacidad de  $1 \text{ m}^3$  considerando un 50% más de capacidad, en forma conservadora, se seleccionará un tanque con una capacidad de  $1.5 \text{ m}^3$ . Se considera una utilización de dos precipitaciones por semana, pero en realidad la planta es lo suficientemente flexible para ser funcional en caso hubiera un incremento en la producción de residuos líquidos.

Contará con una bomba y con un tubo largo, el cual terminará en la parte más profunda del tanque de vidrio, para permitir la descarga de los lodos producidos, directamente a un cilindro de 200 litros de capacidad y en donde se le mezclará con cemento. También se contará con una bomba que permita descargar el líquido sobrenadante al tanque de efluentes clarificados. En este caso la cañería de succión, de la bomba de líquido sobrenadante, terminará cerca de 10 a 20 cros. encima del punto más profundo.

En primer lugar se bombearán los lodos producidos y luego se bombeará el líquido **sobrenadante**. Previamente se chequeará si se ha logrado una buena descontaminación. En caso sea necesario realizar una nueva precipitación, en el líquido **sobrenadante**, ésta debe ser realizada inmediatamente ya que si no el tanque de precipitación podría ser llenado con un próximo batch. Esto implica que el tanque de líquido clarificado puede ser **recirculado** nuevamente al tanque de precipitación.

#### **Tanque de Efluentes Clarificados**

Este tanque tiene como función colectar los **efluentes** clarificados, resultantes después **de la** precipitación y sedimentación.

Tendrá una capacidad de 1.5 m **y** será de material de **PVC**. Estará ubicado por encima del tanque **de** precipitación de forma tal que en caso que sea necesario permitirá el retorno de los **efluentes** clarificados, por gravedad. También contará con una bomba para permitir la descarga de los líquidos al **desague** común o al lecho de infiltración, luego de su correspondiente **monitoreaje**.

#### **Bombas, Tuberías y Conexiones**

**Sólo en el** caso de los tanques de almacenamiento **se** **tendrá** bombas redundantes no así para los otros tanques, **debido a que complica el sistema de cañerías y encarece**



el mantenimiento del sistema. El sistema estará diseñado de forma tal que no se producirá accidente alguno en caso falle alguna bomba.

Se tendrá más bien dos bombas almacenadas para reemplazar a las que están en operación en caso fallara alguna de las que están en operación. De esta manera la bomba que falle será separada **despues** lográndose de esta manera que el procesamiento de residuos no tenga paralizaciones innecesarias.

Se contará con una bomba de alta presión para limpiar la suciedad adherida a los tanques. Las cañerías serán de **PVC** así como las válvulas, con accionamiento de 1/4 de vuelta. Esto facilitará la operación. Además de ser económicos, son fáciles de conseguir en el mercado nacional.

### **Equipamiento de Dosaje Químico**

Se contará con tres pequeños recipientes de material de **PVC**, con una capacidad de 100 litros cada uno y que se utilizarán para preparar los **reactivos** químicos y adicionarlos al tanque de precipitación. Estarán ubicados en la parte superior para que el agregado se realice por gravedad. Dos de ellos se utilizarán para ajustar el **pH**. **Uno** tendrá una solución de ácido y el otro una base. **El tercer recipiente se utilizará para preparar las soluciones que se utilizarán para precipitar los**

las bombas centrífugas se **dañarían** si se quedarán sin líquido, produciéndose la **cavitación** de las mismas.

- Indicadores de nivel continuo, por el cual los operadores **conocerían** el volumen de los tanques, en forma permanente.
- Medidores de flujo, colocados en las cañerías que permitirán conocer los volúmenes procesados en cada parte del sistema.
- Las bombas de circulación con medidores de presión, en su línea de operación, para verificar que la circulación estén en orden y que las **cañerías** de salida no están bloqueadas.

Todos los controles del equipamiento eléctrico se ubicarán en un tablero colocado fuera del área de proceso y desde donde el operador podrá visualizar el tanque de precipitación.

### **Disposición del Equipamiento**

La planta de proceso será **construída** teniendo **un** arreglo de 2 niveles. En la parte superior, sobre **una** plataforma se colocará básicamente los tanques **dosificadores** así como los tanques de **efluentes** clarificados. En cambio los tanques de alimentación y

precipitación estarán en un primer piso, a nivel del terreno. Sólo los tanques de almacenamiento estarán ubicados debajo del nivel del terreno (Fig.29 y 30).

Las tuberías, bombas, válvulas, los instrumentos de medición, sistema de muestreo, deberán estar ubicados en lo posible en el nivel superior para facilitar el mantenimiento y evitar la contaminación.

La planta de procesamiento tendrá en el piso una pequeña pendiente con un sumidero en su parte más baja. El sumidero estará conectado por una cañería a los tanques de almacenamiento. De esta manera se logra que en caso de rotura o fuga de líquido contaminados de uno o de todos los tanques, éstos serán retornados nuevamente a los tanques de almacenamiento. Esto permite tener siempre al sistema bajo control. El área más baja normalmente sería un área restringida para el personal operador, en cambio el segundo nivel, sería un área de trabajo. La plataforma superior debe ser fácil de limpiar por lo que se le recubrirá con una capa de resina **epoxi**.

Las bombas deberán ser fijadas a los tanques. En caso los tanques de **PVC** no puedan tolerar las vibraciones, entonces las bombas deberán ser fijadas a la plataforma. Se deberá realizar un ajuste hermético entre las bombas y tanques usando una película robusta pero flexible.

**CAPITULO IV**

**CALCULOS**

**IV.1 Balance de Masa**

**a) Reactivos para la Precipitación Química**

1.- Caso del Cesio - 137

Volumen a tratar : 100 m<sup>3</sup>/año

ALI (Cs-137) : 4 E 06 Bq/año

Actividad anual de Cs-137 a tratar : 1.6 E-03 Ci/año

La concentración de actividad promedio en los efluentes será:

$$\frac{1.5 \text{ E-03 Ci/año}}{100 \text{ m}^3/\text{año}} = 1.5 \text{ E-05 Ci/m}^3$$

De acuerdo al ALI del Cs-137, se podrá descargar al desague común:

$$\frac{4 \text{ E-06 Bq}}{\text{año}} \times \frac{1 \text{ Ci}}{3.7 \text{ E+10 Bq}} \times \frac{1 \text{ año}}{48 \text{ semanas}} = 2.2 \text{ E-06 Ci/sem.}$$

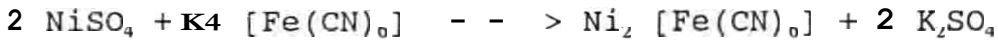
Cada semana se procesará:

$$100 \text{ m/año} \quad \times \quad 1 \text{ año/48 semanas} = 2.0 \text{ m}^3$$

Los 2 m<sup>3</sup> de residuos tendrán una actividad de 3E-05 Ci.

Se utilizará como proceso químico la precipitación del Ferrocianuro de Potasio con el Sulfato de Niquel.

La reacción química que tiene lugar es la siguiente:



$$\text{PM}(\text{NiSO}_4) \quad : \quad 154.77 \text{ g/mol-g}$$

$$\text{PM}(\text{K}_4[\text{Fe}(\text{CN})_6]) \quad : \quad 368.26 \text{ g/mol-g}$$

De acuerdo a resultados experimentales (Ref. 18), la concentración de iones  $[\text{Fe}(\text{CN})_6]$  no debe ser menor que 100 ppm.

Luego, la cantidad de  $[\text{Fe}(\text{CN})_6]$  necesaria, en forma semanal, será:

$$100 \text{ mg/l} \times 2000 \text{ l} = 200000 \text{ mg} = 200 \text{ g } [\text{Fe}(\text{CN})_6]^{-4}$$

Luego se requerirá:

$$\begin{array}{r}
 368.26 \text{ g } K_4[Fe(CN)_6] \\
 \text{---} \\
 200 \text{ g } [Fe(CN)_6] = 347.67 \text{ g} \\
 211.85 \text{ g } [Fe(CN)_6] \qquad \qquad K_4[Fe(CN)_6]
 \end{array}$$

$$\begin{array}{r}
 347.67 \text{ g} \qquad 2 \text{ mol} \\
 \text{---} \times \qquad \qquad \times 154.77 \text{ g} = 292.2 \text{ g } NiSO_4 \\
 368.26 \text{ g} \qquad 1 \text{ mol}
 \end{array}$$

Considerando que la actividad inicial es de 3 E-02 Ci/semana y se quiere llegar a 2.2 E-06 Ci/semana , se observa que se requerirá un factor de descontaminación de:

$$Fd = \frac{3.0 \text{ E-05}}{2.2 \text{ E-06}} = 14$$

Luego, el proceso se tendrá que efectuar una sola vez en cada batch y se requerirá 347.67 g de  $K_4 [Fe(CN)_6]$  y 292.2 g de  $NiSO_4$ .

2.- Caso del Estroncio-90

Datos:

Volumen a procesar: 100 m<sup>3</sup>/ año

ALI (Sr-90) : 1 E-06

Actividad anual de Estroncio-90 : 1.5 E-03 **Ci/año (\*)**

(\*) En este caso, en forma conservadora y teniendo en cuenta su interés **radiosanitario**, se asumirá que se produce como residuo, una actividad similar al caso del **Cs-137**.

También se asume que el factor de descontaminación es constante para el proceso, independientemente de la concentración del contaminante a tratar.

Luego, la concentración promedio en los **efluentes** activos será:

$$\frac{1.0 \text{ E-03 Ci/año}}{100 \text{ m/año}} = 1.0 \text{ E-05 Ci/m}$$

De acuerdo al ALI se podrá descargar al **desague** común :

	Bq	1 Ci	1 año	
1E+06	----	x	x	----- 5.6 E-7 Ci/sem
	año	3.7E10 Bq	48 sem	

Cada semana se procesará :

$$100 \text{ m/año} \times 1 \text{ año}/48 \text{ sem} = 2 \text{ m}^3$$

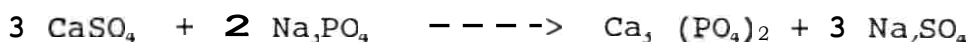
En cada batch se procesará  $1 \text{ m}^3$  de líquido radiactivo, por lo que semanalmente se realizará **2** procesos batch.

La actividad a procesar semanalmente será :

$$(1.5 \text{ E-05 Ci/m}) (2 \text{ m/sem}) = 3.0 \text{ E-05 Ci/sem}$$

Se utilizará como proceso químico la coprecipitación con el Fosfato de Calcio. De acuerdo a la ref. 18 con este método se ha obtenido un factor de descontaminación similar a 100 (Tabla III).

La reacción química es la siguiente:



$$\text{PM}(\text{CaSO}_4) : 136 \text{ g/mol-g}$$

$$\text{PM}(\text{Na}_3\text{PO}_4) : 164 \text{ g/mol-g}$$

De acuerdo a resultados experimentales, la concentración del Ca no debe ser menor que 50 ppm.

Luego, la cantidad de Ca necesaria semanalmente, como reactivo, será :



$$\frac{5 \text{ E-03 g Ca}}{1} \cdot x 2000 \text{ l} = 100 \text{ g Ca}$$

Luego, se requerirá:

$$\frac{136 \text{ g CaSO}_4}{40 \text{ g Ca}} \cdot x 100 \text{ g Ca} = 340 \text{ g CaSO}_4$$

$$340 \text{ g CaSO}_4 \cdot x \frac{1 \text{ mol}}{136 \text{ g}} \cdot x \frac{2 \text{ mol}}{3 \text{ mol}} \cdot x \frac{164 \text{ g Na}_3\text{PO}_4}{1 \text{ mol Na}_3\text{PO}_4} = 273 \text{ g}$$

Considerando que la cantidad inicial es de 3.0 E-02 Ci por semana y se quiere llegar a 5.6 E-07 Ci por semana, se observa que se requerirá un factor de descontaminación de :

$$Fd = \frac{3.0 \text{ E-05}}{5.6 \text{ E -07}} = 54$$

Luego, el proceso se realizará una sola vez ya que el nivel de descontaminación requerido es menor que el

factor de descontaminación que se logra obtener con la correspondiente reacción química. En caso no hubiera sido así, el proceso se hubiera tenido que repetir una vez más.

Luego pues, semanalmente se requerirá, para realizar la precipitación, 340 g de  $\text{CaSO}_4$  y 273 g de  $\text{Na}_3\text{PO}_4$ .

La cantidad de precipitado que se produciría, teniendo en cuenta las reacciones químicas tanto para el caso del cesio como del estroncio sería; 310.8 g de **ferrocianuro** de níquel y 258.49 g de fosfato de calcio. Estas cantidades se obtienen considerando el número de moles de los **reactivos** químicos así como de los productos resultantes. Por lo tanto la cantidad total de los precipitados será 569.3 g y que requerirán ser solidificados por cementación.

#### **b) Requerimiento de Cemento en el Acondicionamiento de Lodos**

##### Datos

Contenido de sales en los lodos : 569.3 g / semana

Porcentaje salino en los lodos : 0.5 % (Ref.19)

Composición de lodos : 0.5 % en peso de sales

99.5 % en peso de agua

Relación Agua/Cemento = 0.4

Luego, el contenido de agua en los lodos residuales será :

$$\begin{array}{r}
 100 \text{ Kg de lodos} \\
 0.5693 \text{ Kg de sales} \times \text{---} = 113.86 \text{ Kg de lodos} \\
 0.5 \text{ Kg de sales}
 \end{array}$$

Contenido de agua :

$$\begin{array}{r}
 99.5 \text{ Kg de agua} \\
 C(H_2O) = 113.86 \text{ Kg de lodos} \times \text{---} = 113.3 \text{ Kg} \\
 100 \text{ Kg de lodos} \quad \text{de agua}
 \end{array}$$

Contenido de cemento :

$$\begin{array}{r}
 113.3 \text{ Kg de agua} \\
 C(\text{cemento}) = \text{---} = 283.25 \text{ Kg de cemento} \\
 0.4
 \end{array}$$

**IV.2 Dimensionamiento del Lecho de Infiltración**

- Espesor del lecho : 1.5 m
- Densidad seca : 1.97 g/cm
- Porcentaje de compactación : 97%
- Porosidad : 0.294

Coeficiente de distribución (Kd) : 30 cm/g

Velocidad de infiltración : 5 cm/d

Usando la ecuación:

$$T_k = \frac{x}{v} \left( 1 + \frac{1-p}{p} \cdot K_d \right)$$

Donde:

x = espesor del lecho de intercambio

v = velocidad de infiltración

p = porosidad

p = densidad

Kd = coeficiente de distribución

Reemplazando valores :

$$T = \frac{1.5 \text{ m}}{0.05 \text{ m/d}} \left( 1 + \frac{1-0.294}{0.294} \cdot 1.97 \text{ g/cm}^3 \cdot 30 \text{ cm/g} \right)$$

$$T = 4287.6 \text{ d} = 11.75 \text{ años}$$

Este valor nos indica que el lecho cumpliría con el requerimiento de retardo de un período de tiempo no menor de 10 años.

## Determinación del Area de Infiltración

Producción anual : 150 m/año

Volumen diario:

$$(150 \text{ m/año}) (1 \text{ año/12m}) (1 \text{ m/20d}) = 0.625 \text{ m/d}$$

El volumen diario del lecho requerido es :

$$V(t) = \frac{V(d)}{p}$$

donde:

$\checkmark(t)$  = capacidad volumétrica diaria de tanque

$\checkmark(d)$  = volumen de residuos a ser eliminados  
diariamente

$p$  = porosidad del lecho de intercambio

Reemplazando los valores :

$$\checkmark(t) = \frac{0.625 \text{ m/d}}{0.294} = 2.12 \text{ m/d}$$

Para determinar el área del tanque requerido se aplica la siguiente expresión :

$$A(t) = V(t) / \checkmark$$

Donde:  $A(t)$  = Area del lecho requerido

Reemplazando valores :

$$A (t) = (2.12 \text{ m/d}) / (0.05 \text{ m/d}) = 42.4 \text{ m}^2.$$

Por lo tanto, deberán construirse tres lechos cuyas dimensiones serían 12 m de largo, 6 m de ancho, y 1.2 m de alto. En este caso se tendrá una superficie disponible de  $72 \text{ m}^2$ , lo que equivale casi a un 50 % más de lo requerido.

#### **IV.3 Requerimiento de Cilindros para el Acondicionamiento de Residuos Radiactivos**

##### **a) Residuos Líquidos**

##### **- Cálculo del Número de Cilindros para la Cementación de Lodos**

Masa total de agua y cemento

$$M(T) = 113.3 + 283.25 = 396.5 \text{ Kg}$$

Se considera una densidad de la mezcla de  $2 \text{ g/cm}^3$ ; es decir,  $2.0 \text{ Kg/l}$  Luego, el volumen ocupado por la masa de la mezcla será:

396.5 Kg/sem.

Volumen =  $\frac{396.5 \text{ Kg/sem.}}{2 \text{ Kg/l}} = 198.25 \text{ l /semana.}$

En el año se producirá :

$198.25 \text{ litros / año} \times 48 \text{ sem. /año} = 9516 \text{ l / año.}$

El número de cilindros, de capacidad de 200 litros, y con una capacidad interna efectiva de 180 litros, será:

$\frac{9516 \text{ litros/año}}{180 \text{ litros/cil.}} = 53 \text{ cilindros/año}$

### **Acondicionamiento Directo de Soluciones Especiales**

#### Datos

Volumen producido :  $0.5 \text{ m}^3/\text{año}$

Se considerará la densidad de los líquidos igual a  $1000 \text{ Kg/m}^3$

**Luego,** se tiene :

$$0.5 \text{ m}^3 \times 10 \text{ Kg/m}^3 = 500 \text{ Kg}$$

Se mantiene la relación agua/cemento = 0.4

La masa de cemento será :

$$M(\text{cemento}) = \frac{500 \text{ Kg}}{0.4} = 1250 \text{ Kg de cemento}$$

La masa total será :

$$M(T) = 500 + 1250 = 1750 \text{ Kg de mezcla}$$

Teniendo en cuenta una densidad de la mezcla igual a 2 Kg/l, se tiene:

$$\text{Volumen} = \frac{1750 \text{ Kg mezcla}}{2 \text{ Kg/l}} = 875 \text{ litros}$$

Luego, el número de cilindros anuales que se producirá será :

$$\text{No. cilindros} = \frac{875 \text{ litros}}{180 \text{ litros/cil.}} = 5 \text{ cilindros}$$



## Acondicionamiento de Residuos Líquidos Orgánicos

### Datos

Volumen de líquidos orgánicos a tratar : 0.2 m /año

Asumiendo una densidad promedio : 1 Kg/1

Líquido

Relación = - - - - - 0.4

cemento

Densidad de mezcla cementada : 2.0 Kg/1

Volumen neto del cilindro : 180 l

$M(\text{líquido org.}) = 0.2 \text{ m/año} \times 1000 \text{ Kg/m} = 200 \text{ Kg/año}$

200 Kg/año

$M(\text{cemento}) = \frac{200 \text{ Kg/año}}{0.4} = 500 \text{ Kg cemento/año}$

0.4 Kg líquido org.

-----

Kg cemento

Luego, el volumen de la mezcla será :

(200 + 500) Kg mezcla/año

Volumen =  $\frac{(200 + 500) \text{ Kg mezcla/año}}{2.0 \text{ Kg/1}} = 350 \text{ litros de mezcla/año}$

Número de cilindros requeridos:

$$\begin{array}{rcl} & 350 \text{ mezcla/año} & \\ \text{No. cilindros} = & & - 2 \text{ cilindros} \\ & 180 \text{ litros/cil.} & \end{array}$$

**b) Residuos Sólidos**

**- Compactables**

Volumen de Residuo: 10 m/año

Reducción de Volumen: 1/5

Volumen de Residuos despues de la compactación;

$$10 \text{ m/año} \times \frac{1}{5} = 2 \text{ m/año}$$

$$\begin{array}{rcl} & 2 \text{ m/año} & \\ \text{No.cilindros} & & = 10 \text{ cil/año} \\ & 0.2 \text{ m/cil} & \end{array}$$

**- No Compactables**

Volumen de Residuo : 3 m/año

$$\begin{array}{rcl} & 3 \text{ m/año} & \\ \text{No.cilindros} & = & - 15 \text{ cil/año} \\ & 0.2 \text{ m/cil} & \end{array}$$

- Resinas Agotadas

Datos:

Volumen de Resina agotada : 0.5 m/año

Composición de la Mezcla : 57.1 % volumen resina  
42.9 % volumen cemento

Capacidad útil en cilindros: 90 litros (\*)

(\*) Se usarán cilindros de 200 litros con blindajes debido a la tasa de exposición que presentan las resinas agotadas.

La relación en volumen de residuos a cemento será :

DATOS

Base : 1 m<sup>3</sup> de mezcla

Volumen de resina : 0.571 x 1 m<sup>3</sup> = 0.571 m<sup>3</sup>

volumen de cemento: 0.429 x 1 m<sup>3</sup> = 0.429 m<sup>3</sup>

Luego, la relación será :

0.571 m<sup>3</sup> resina agotada/año

----- 1.33 m<sup>3</sup> res.agot/m cem.

0.429 m<sup>3</sup> cemento

El volumen de cemento será :

0.5 m<sup>3</sup> resina agotada/año

----- 0.376 m<sup>3</sup> cemento / año

1.33 m<sup>3</sup> res.agot./m cem.

Luego, el número de cilindros requeridos por año será:

( 0.5 + 0.376 ) m<sup>3</sup> mezcla/año

No. cil. = - 10 cil/ año

0.09 m /cilindro

#### IV.4 Dimensionamiento de Tanques y Cisternas

##### IV.4.1 Residuos Líquidos

##### a) Cisternas de Almacenamiento y Decaimiento del Reactor y Planta de Producción de Radioisótopos

Capacidad : 40 m<sup>3</sup>

No.tanques : 2

Cada tanque tendrá como capacidad útil;

40 m<sup>3</sup>

Capacidad = - - - - = 20 m<sup>3</sup>

2

La cisterna tendrá una altura libre de 1 m, para disminuir la tasa de exposición en la superficie, con respecto a la máxima altura que pueden alcanzar los líquidos. También ello permitirá ubicar los dispositivos de control de nivel y accesorios de trasvase.

Luego, considerando una altura total de 3.5 m de profundidad con 2.5 metros útil, se tendrá:

$$\begin{aligned} & 20 \text{ m}^3 \\ \text{Area cisterna} &= \frac{\text{---} \text{---} \text{---} \text{---} \text{---}}{2.5 \text{ m}} \quad 8 \text{ m} \end{aligned}$$

Considerando una base cuadrada, se tendrá como dimensiones;

$$1 = (80 \text{ m}^2) \text{ in} = 2.8 \text{ m}$$

Luego, las dimensiones de las dos cisternas serán :

- altura : 3.5 m
- largo 2.8 m
- ancho 2.8 m

b) Tanques y Cisternas de la Planta de Tratamiento Químico

- Dimensionamiento del Tanque de Precipitación

Datos:

Volumen a tratar 100 m<sup>3</sup>/año

Luego, se tendrá que semanalmente se tratará :

$$100 \frac{\text{m}^3}{\text{año}} \times \frac{1 \text{ año}}{48 \text{ semanas}} = 2.1 \frac{\text{m}^3}{\text{semana}}$$

Se harán dos precipitaciones por semana;

$$\text{Capacidad tanque} = \frac{2.1 \text{ m}^3/\text{semana}}{2 \text{ precipit./sem.}} = 1 \text{ m}^3/\text{precipitación}$$

De allí pues que la capacidad del tanque de precipitación será de 1 m<sup>3</sup>.

Considerando una altura de 1.2 m para el recipiente cilíndrico, su diámetro será aproximadamente 1.10 m.

Luego, las dimensiones del tanque de precipitación será aproximadamente:

- altura : 1.2 m
- diámetro: 1.1 m

## - Dimensionamiento de los Tanques de Almacenamiento

### Datos:

Volumen a almacenar: 100 m /año

Se considera en forma conservadora, que se tenga una capacidad de almacenamiento 5 veces mayor a lo que será necesario, semanalmente :

$$100 \frac{\text{m}^3}{\text{año}} \times \frac{1 \text{ año}}{48 \text{ semanas}} \times 5 \text{ semanas} = 10 \text{ m}^3$$

Se construirán dos tanques con 5 m<sup>3</sup>, cada uno. Haciendo un cálculo similar al caso anterior, las dimensiones de los tanques serán :

altura : 2.0 m  
diámetro : 1.78 m

## - Dimensionamiento de la Cisterna de Contención

### Datos:

altura : 2.5 m (\*)  
ancho : 5 m

(\*) Se debe tener unas dimensiones que permitan contener a los dos cilindros de almacenamiento, calculado en el punto anterior.

Luego, la capacidad de la cisterna de contención será :

$$V = 2.5 \text{ m} \times 5 \text{ m} \times 5 \text{ m} = 62.5 \text{ m}^3$$

- Dimensionamiento del Tanque de Líquidos  
Clarificados

Teniendo en cuenta que deberá contener los líquidos sobrenadantes resultantes del tanque de precipitación, deberá tener dimensiones similares a dicho tanque.

Luego, considerando el punto anterior, las dimensiones del tanque será :

diámetro : 1.0 m

altura : 1.2 m

c) Cálculo de Pérdida de Carga y Potencia de Bombas

Ecuaciones de cálculo a utilizar

a) Ecuaciones generales de la hidráulica (Ref.23)

b) Gráficos y ábacos para la determinación de la fricción (Ref.24).



En el desarrollo del cálculo se han utilizado las siguientes ecuaciones

### 1. Número de Reynold

$$Re = \frac{\rho \cdot v \cdot d}{\mu}$$

donde :

$\rho$  = densidad del fluido

$v$  = velocidad del fluido

$d$  = diámetro interno de la tubería

$\mu$  = viscosidad del fluido

### 2. Pérdida de carga en ductos rectos

$$E_L = \frac{2 v^2 f}{d} E L_1$$

donde:

$v$  = velocidad del fluido

$f$  = factor de fricción

$d$  = diámetro del ducto

$E L_1$  = longitud total del ducto

### 3. Pérdida de carga en accesorios de tuberías

$$E_f = E \left( \frac{1}{2} v^2 e_f \right);$$

donde

$v$  = velocidad del fluido

$e_f$  = pérdida por fricción en accesorios

### 4. Balance de energía mecánica

$$\Delta \left( \frac{v^2}{2} + g \Delta h + \frac{1}{\rho} dP + W + E_f + E_a \right) = 0$$

Donde :

$\Delta v$  = variación en la velocidad de circulación del fluido

$\Delta h$  = diferencia de altura existente entre el punto inicial y final

$dP$  = variación de presión entre el punto inicial y final

$W$  = trabajo necesario para trasladar el fluido desde el punto inicial al punto final

$E_f$  = Pérdida de carga por fricción existente en la tubería

$E_a$  = Pérdida de carga por fricción debido a los accesorios

## **Cálculo de la Potencia de bomba -Planta de decaimiento hasta el lecho de infiltración**

### Hipótesis

1. La velocidad del fluido en las tuberías permitirá vaciar cualquiera de las cisternas, de la Planta de decaimiento, durante una jornada normal de trabajo de 8 horas. Luego, la velocidad no deberá ser menor que 2 m/s.
2. Se utilizará las dimensiones de las tuberías estandarizadas a nivel nacional e internacional.
3. La tubería será de **PVC** , cuyo diámetro interior es 52.5 mm y para una velocidad de circulación de 2.44 m/s.
4. La diferencia de altura desde el fondo de la cisterna hasta el nivel de descarga, en el lecho de infiltración, es de 6 m.
5. Las propiedades del fluido se consideran similar a la del agua, ya que se trata de soluciones bastantes diluidas
6. En la determinación del Factor de **Fanning** se considerará una rugosidad relativa igual a cero, debido a que la tubería de **PVC** presenta una superficie suave (Anexo 2).
7. Las tuberías de **PVC**, a nivel internacional, tienen **las** mismas dimensiones en **el diámetro que las**

tuberías de acero estándar si es que tienen tamaños comparables, por lo que permite flexibilizar el uso de tapas y accesorios para ambos casos (Ref. 23).

Datos

$$\rho \text{ (20 } ^\circ\text{C)} = 1 \text{ g/cm} = 1000 \text{ Kg/m}$$

$$\mu \text{ (20 } ^\circ\text{C)} = 0.01 \text{ poise} = 0.01 \text{ g/cm.s}$$

Luego el Número de Reynold será :

$$\text{Re} = \frac{1 \text{ g/cm} \cdot 244 \text{ cm/s} \cdot 5.25 \text{ cm}}{0.01 \text{ g/cm.s}}$$

$$\text{Re} = 1.28 \text{ E}+05$$

Del gráfico del Anexo 2, con rugosidad igual a cero y el correspondiente Número de Reynold, se obtiene el Factor de Fricción que es ;

$$f = 0.0044$$

Luego, se calcula la pérdida de carga por fricción en tubos rectos.

$$E_f = \frac{2 v f}{d} E L;$$

Reemplazando valores :

$$E_f = \frac{2 ( 2.44 \text{ m/s } )^2}{0.0525} (0.0044) (100 \text{ m}) = 99.79 \text{ m/s}$$

Para el cálculo de la pérdida de fricción en accesorios, del sistema, se considera la relación de accesorios indicada en las Tablas XI y XII , tanto para el envío al lecho de infiltración como para la recirculación de los fluidos entre los tanques.

Luego se tiene :

$$E_f = ( 1/2 v^i e_v )_i$$

Reemplazando valores, se tiene :

$$E_f = 1/2 ( 2.44 \text{ m/s } )^2 ( 8.8 + 7.5 + 8.4 + 60.0 )$$

$$E_f = 252.13 \text{ m/s}$$

**Tabla XI**  
**Pérdida de carga en la cañería desde la**  
**Planta de Decaimiento hasta el Lecho de infiltración**

Nº	Elemento	D plg	D cm	cant unid.	v m/s	f	k	e,	E <sub>1</sub> m /s	E <sub>2</sub> m /s
1	válvula de retención	2	5,25	2	2,44	-	4,4	8,8	-	252,1 3
2	Tee	2	5,25	5	2,44	-	1,5	7,5	-	
3	Codo 90°	2	5,25	12	2,44	-	0,7	8,4	-	
4	Válvula de compuerta	2	5,25	8	2,44	-	7,5	60	-	
5	tubería recta	2	5,25	100 m	2,44	0,0044	-	-	99,79	-

**Tabla XII**  
**Pérdida de carga en la cañería durante la**  
**recirculación del fluido entre los tanques de la**  
**Planta de Decaimiento**

Nº	Elemento	D plg	D <sub>int.</sub> cm	cant. unid.	v m/s	f	k	e,	E <sub>1</sub> m /s	E <sub>3</sub> m /s
1	válvula de retención	2	5,25	2	2,44	-	4,4	8,8	-	186,0 5
2	Tee	2	5,25	3	2,44	-	1,5	4,5	-	
3	Codo 90°	2	5,25	6	2,44	-	0,7	4,2	-	
4	Válvula de compuerta	2	5,25	6	2,44	-	7,5	45	-	
5	tubería recta	2	5,25	15 m	2,44	0,0044	-	-	14,5	-

En el caso de recirculación entre los tanques de la Planta de Decaimiento, se tendría :

$$E_a = 1/2 ( 2.44 \text{ M/S } )^2 ( 8.8 + 4.5 + 4.2 + 45.0 )$$

$$E_a = 186.05 \text{ m /s}$$

Se considerará la mayor pérdida de fricción en accesorios, que corresponda al sistema de cañería, para evacuación al lecho de infiltración. En este caso corresponde al tramo de descarga al lecho de infiltración.

Luego, aplicando el balance de energía mecánica en estado estacionario para fluidos líquidos, se tiene :

$\frac{1}{\rho} \frac{dP}{dx} = 0$  , por ser la velocidad de circulación constante en estado estacionario y no variar el diámetro del ducto.

$\frac{1}{\rho} \frac{dP}{dx} = 0$  , por ser la presión de bombeo constante en estado estacionario y porque se trata de un fluido de densidad constante.

Luego, eliminando los términos nulos en la ecuación de balance de energía y despejando se tiene :

$$\dot{Q} = - g A h - E_t \quad E.$$

$$\omega = - (9.8 \text{ m/s}^2 \cdot 6 \text{ m}) - 99.79 \text{ m}^2/\text{s}^2 - 252.13 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

$$\dot{\omega} = 410.72 \text{ m/s}$$

Resultado que tomado con signo positivo será el trabajo que deberá ejercer la bomba en contra del fluido por unidad de masa.

Teniendo en cuenta las unidades compatibles, se tiene :

$$\frac{410.72 \text{ m/s}}{9.81 \text{ Kg.m/Kg.s}} = 41.86 \text{ Kg.m/Kg}$$

El caudal será :

$$Q = v A = v \frac{d^2}{4}$$

$$Q = \frac{2.44 \text{ m/s} \cdot (5.25\text{E-}02 \text{ m})^2}{4} = 0.00528$$

El flujo másico será :

$$\Psi = Q \rho$$

$$\Psi = (0.00528 \text{ m/s}) (1000 \text{ Kg/m}) = 5.28 \text{ Kg/s}$$



Luego, el trabajo total será :

$$W = (5.28 \text{ Kg/s}) (41.86 \text{ Kg}\cdot\text{m/Kg})$$

$$W = 221.06 \text{ Kg}\cdot\text{m/s}$$

La potencia expresada en **hp** será :

$$(221.06 \text{ Kg}\cdot\text{m/s}) (1 \text{ hp} / 75 \text{ Kg}\cdot\text{m}\cdot\text{s}) = 2.95 \text{ hp}$$

Considerando un margen de seguridad de diseño del 20 %, se tiene :

$$(2.95 \text{ hp}) (1.2) = 3.5 \text{ hp}$$

Luego, la potencia de la bomba deberá ser mayor que 3.5 **hp**.

### **Cálculo de la potencia de la bomba para tramo desde tanque de recolección hasta tanque de alimentación**

Se considera un caudal de 20 galones por minuto (**GPM**) que es aproximadamente 4.5 **m<sup>3</sup>/h**. Para este caudal y considerando una tubería de 1 pulgada de diámetro, corresponde una velocidad de 7.43 pies por segundo (**7 ft/s**) (**Ref. 24**).

La diferencia de altura entre el punto de succión y el punto de descarga es de 3 m.

Diámetro nominal = 1 pulgada

Diámetro interior = 1.049 plg = 2.66 cm

velocidad = 7.43 ft/s = 2.26 m/s

$\rho = 1 \text{ g/cm} = 1000 \text{ Kg/m}$

$\mu = 0.01 \text{ poise} = 0.01 \text{ g/cm.s}$

$\Delta h = 3 \text{ m}$

El Número de reynold será :

$$\text{Re} = \frac{1 \text{ g/cm} \cdot 226 \text{ cm/s} \cdot 2.66 \text{ cm}}{0.01 \text{ g/cm.s}}$$

$$\text{Re} = 6.0 \text{ E}+04$$

Del gráfico correspondiente (Anexo 1), se obtiene el valor del Factor de Fanning.

$$f = 0.005$$

Luego, se calcula la pérdida de carga en la tubería recta.

$$E_f = \frac{2 v^2 f}{d} \text{ E } 4$$

Reemplazando valores :

$$E_1 = \frac{2 (2.26 \text{ m/s})^2 \cdot 0.005}{0.0266} \times 18 \text{ m} = 34.56 \text{ m/s}$$

Para el cálculo de la pérdida de carga se toman los datos de la Tabla XIII y Anexo 3.

Luego, se tiene :

$$E_2 = \frac{1}{2} (2.26 \text{ m/s})^2 (15.0 + 1.5 + 4.4 + 4.2)$$

$$64.1 \text{ m/s}$$

Considerando la ecuación de balance de energía, se tiene

$$\dot{\omega} = g \Delta h - E_1 - E_2$$

$$\dot{\omega} = (9.8 \text{ m/s}^2 \cdot 3 \text{ m}) - 34.56 \text{ m}^2/\text{s}^2 - 64.10 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

$$\dot{\omega} = 128.1 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

Teniendo en cuenta las unidades compatibles ;

$$\frac{128.1 \text{ m}^2/\text{s}^2}{9.81 \text{ Kg} \cdot \text{m} / \text{Kg}_f \cdot \text{s}} = 13.06 \text{ Kg}_f \cdot \text{m} \cdot \text{Kg}$$

**Tabla XIII**

**Pérdida de carga en la cañería desde tanque de recolección hasta tanque de alimentación**

N°	Elemento	D plg	D <sub>int.</sub> cm	cant. unid.	y m/s	f	k	e,	E <sub>t</sub> n /s	E <sub>a</sub> m /s
1	válvula de retención	1	2,66	1	2,26	-	4,4	4,4	-	64,1
2	Tee	1	2,66	1	2,26	-	1,5	1,5	-	
3	Codo 90°	1	2,66	6	2,26	-	0,7	4,2	-	
4	Válvula de compuerta	1	2,66	2	2,26	-	7,5	15,0	-	
5	tubería recta	1	2,66	18 m	2,26	0,005	-	-	34,56	-

**Tabla XIV**

**Pérdida de carga en la cañería desde tanque de alimentación hasta tanque de precipitación**

N°	Elemento	D plg	D <sub>int.</sub> cm	cant. unid.	y m/s	f	k	e,	E <sub>t</sub> m /s	E <sub>a</sub> m /s
1	válvula de retención	1	2,66	1	2,26	-	4,4	4,4	-	81,47
2	Tee	1	2,66	1	2,26	-	1,5	1,5	-	
3	Codo 90°	1	2,66	5	2,26	-	0,7	3,5	-	
4	Válvula de compuerta	1	2,66	3	2,26	-	7,5	22,5	-	
5	tubería recta	1	2,66	20 m	2,26	0,005	-	-	38,4	-

El flujo másico será :

$$= 4.5 \text{ m/h} \cdot 1 \text{ h/3600 s} \cdot 1000 \text{ Kg/m} = 1.25 \text{ Kg/s}$$

Luego, el trabajo total será :

$$W = 1.25 \text{ Kg/s} \cdot 13.06 \text{ Kg}_f \cdot \text{m} \cdot \text{Kg} = 16.325 \text{ Kg}_f \cdot \text{m} \cdot \text{s}$$

La potencia de la bomba expresada en hp, será :

$$( 16.325 \text{ Kg}_f \cdot \text{m} \cdot \text{s} ) ( 1 \text{ hp} / 75 \text{ Kg}_f \cdot \text{m} \cdot \text{s} ) = 0.22 \text{ hp}$$

Considerando un margen de seguridad de diseño del 20 %  
la potencia de la bomba deberá ser :

$$( 0.22 \text{ hp} ) ( 1.2 ) = 0.26 \text{ hp}$$

Luego, la potencia de la bomba será alrededor de 1/3 hp.

Cálculo de la potencia de la bomba para el tramo desde  
tanque de alimentación hasta tanque de precipitación

Los cálculos serán realizados en forma similar al  
caso anterior. Teniendo en cuenta los datos de la Tabla  
XIV se tiene :

$$E_1 = \frac{2 (2.26 \text{ m/s}) (0.005)}{0.0266} \times 20 \text{ m}$$

$$E_1 = 38.40 \text{ m/s}$$

$$E_2 = \frac{1}{2} (2.26 \text{ m/s}) (22.5 + 1.5 + 4.4 + 3.5)$$

$$E_2 = 81.47 \text{ m/s}$$

$$\omega = - (9.8 \text{ m/s} \cdot 1.5 \text{ m}) - 38.40 \text{ m/s} - 81.47 \text{ m/s}$$

$$\dot{\omega} = - 134.57 \text{ m/s}$$

Luego :

$$\frac{134.57 \text{ m/s}}{9.81 \text{ Kg.m.Kg}_r \cdot \text{s}} \times 1.25 \text{ kg/s} = 17.15 \text{ Kg}_r \cdot \text{m.s}$$

La potencia de la bomba será :

$$( 17.15 \text{ Kg}_r \cdot \text{m/s} ) ( 1 \text{ hp}/75 \text{ Kg}_r \cdot \text{m.s} ) = 0.23 \text{ hp}$$

Considerando un 20 % como margen de seguridad, se tiene ;

$$( 0.23 \text{ hp} ) ( 1.2 ) = 0.3 \text{ hp}$$

Luego, será suficiente contar con una bomba de 1/3 hp.

Cálculo de la potencia de la bomba para el tramo desde tanque de precipitación hasta tanque de cementación

Considerando los datos de la Tabla XV, se tiene:

$$E_t = 48 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

$$E_r = 83.25 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

$$\dot{\omega} = - ( 9.8 \text{ m/s} \cdot 2 \text{ m} ) - 48 \text{ m}^2/\text{s}^2 - 83.25 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

$$\dot{\omega} = - 150.85 \text{ m}^2/\text{s}^2$$

Luego, la potencia de la bomba será :

$$(150.85 \text{ m}^2/\text{s}^2) (1 \text{ Kg}_f/9.81 \text{ Kg.m.s}^2) (1.25 \text{ Kg/s})$$

$$\text{-----} - 0.26 \text{ hp}$$

$$75 \text{ Kg}_f.\text{m.s}^2 / 1\text{hp}$$

**Tabla XV**  
**Pérdida de carga en la cañería desde**  
**tanque de precipitación a cementador**

N°	Elemento	D plg	D <sub>int.</sub> cm	cant. unid.	y m/s	f	k	e <sub>v</sub>	E, m/s	E <sub>a</sub> m/s
1	válvula de retención	1	2,66	1	2,26	-	4,4	4,4	-	83,25
2	Tee	1	2,66	1	2,26	-	1,5	1,5	-	
3	Codo 90°	1	2,66	6	2,26	-	0,7	4,2	-	
4	Válvula de compuerta	1	2,66	6	2,26	-	7,5	22,5	-	
5	tubería recta	1	2,66	25 m	2,26	0,005	-	-	48,0	-



Considerando un 20 % como factor de seguridad en el diseño, se requerirá una bomba de 1/3 **hp**.

**Cálculo de la potencia de la bomba para la recirculación del líquido entre el tanque de precipitación y el tanque de clarificado**

El caudal considerado será de 10 **GPM**; es decir aproximadamente 2.27 **m<sup>3</sup>/h**. Del Anexo 4, se obtiene que el valor de la velocidad recomendada será 6.02 **ft/s**, para **ductos** con un diámetro de 3/4 de pulgada.

La diferencia de altura entre el punto de succión y el punto de descarga será igual a 1.5 m.

Diámetro nominal = 0.75 **plg**

Diámetro interior = 0.824 **plg** = 2.09 cm

velocidad = 6.02 **ft/s** = 1.83 m/s

Luego, con los valores considerados en la Tabla XVI, se obtienen los siguientes resultados :

$$Re = 3.8 \text{ E}+04$$

$$f = 0.0056$$

$$E_v = 21.54 \text{ m/s}$$

$$E_s = 45.55 \text{ m/s}$$

$$\Psi = 0.63 \text{ Kg/s}$$

Con estos datos resulta que la potencia de la bomba requerida será de 0.08 **hp**.

**Tabla XVI**

**Pérdida de carga en la cañería desde  
tanque de precipitación hasta el tanque de clarificado**

N°	Elemento	D <sub>ms.</sub> plg	D <sub>int.</sub> cm	cant. unid	y m/s	f	k	e, m/s	E <sub>t</sub> m/s	E. m/s
1	válvula de retención	1	3/4	2,09	1,83	-	4,4	4,4	-	45,55
2	Tee	1	3/4	2,09	1,83	-	1,5	1,5	-	
3	Codo 90°	1	3/4	2,09	1,83	-	0,7	6,3	-	
4	Válvula de compuerta	1	3/4	2,09	1,83	-	7,5	15,0	-	
5	tubería recta	1	3/4	2,09	1,83	0,0056	-	-	21,54	-

**Tabla XVII**

**Pérdida de carga en la cañería desde  
tanque de clarificado a lecho de infiltración**

N°	Elemento	D plg	D <sub>int.</sub> cm	cant. unid	y m/s	f	k	e, m/s	E <sub>t</sub> m <sup>2</sup> /s <sup>2</sup>	E. m <sup>2</sup> /s <sup>2</sup>
1	válvula de retención	1	2,66	1	2,26	-	4,4	4,4	-	64,1
2	Tee	1	2,66	1	2,26	-	1,5	1,5	-	
3	Codo 90°	1	2,66	6	2,26	-	0,7	4,2	-	
4	Válvula de compuerta	1	2,66	2	2,26	-	7,5	15,0	-	
5	tubería recta	1	2,66	100 m	2,26	0,005	-	-	192,0	-

Cálculo de la potencia de la bomba para el tramo desde el tanque de clarificado hasta el lecho de infiltración

Los datos para el cálculo correspondiente están indicados en la Tabla XVII.

Luego, realizando los cálculos correspondientes en forma similar a los casos anteriores se obtiene:

$$E_L = 192.0 \text{ m/s}$$

$$E_r = 64.1 \text{ m/s}$$

$$= + (9.8 \text{ m/s} \cdot 3 \text{ m}) - 192.0 \text{ m/s} - 64.1 \text{ m/s}$$

$$\dot{\omega} = 226.7 \text{ m/s}$$

Luego, se tiene :

$$226.7 \text{ m/s}$$

$$\text{-----} \times 1.25 \text{ Kg/s} = 28.9 \text{ Kg}_r \cdot \text{m} \cdot \text{s}$$

$$9.81 \text{ Kg} \cdot \text{m} \cdot \text{Kg}_f \cdot \text{s}$$

La potencia de la bomba requerida será :

$$( 28.9 \text{ Kg}_r \cdot \text{m} \cdot \text{s} ) ( 1 \text{ hp} / 75 ) = 0.38 \text{ hp}$$

Considerando un factor de seguridad de 20 % se requerirá una bomba con una potencia de 0.5 hp.

**d) Cálculo de Tasa de Exposición en el tanque de precipitación química**

Hipótesis:

Se considera la actividad total como una fuente puntual . Para efectos del **cálculo, se** considera el valor mayor de la constante específica gamma de todos los posibles productos de fisión que se producirían y que corresponde al **Co-60**.

Se ha considerado el haz de **radiación, como monoenergético y colimado**.

Las ecuaciones a utilizar son :

$$X = \frac{r A}{d^2}$$

donde:

r = Constante **específica** gamma

A = Actividad

d = distancia fuente - punto de interés

X = Tasa de exposición

**En** este caso los valores a reemplazar son :

$$r \text{ (Co-60)} = 1.298 \text{ R x m}^2 / \text{Ci x h}$$

$$A = 1.5 \text{ Ci}$$

$$d = 10 \text{ m}$$

Luego, se tiene :

$$X = \frac{( 1.298 \text{ R x m}^2 / \text{Ci x h} ) ( 1.5 \text{ Ci} )}{( 10 \text{ m} )^2} = 0.019 \text{ R/h}$$

En el supuesto caso que se requiera que en el punto de interés no se exceda los 2.5 mR/h, se requerirá como blindaje de concreto el siguiente espesor;

$$K = \frac{2.5 \text{ mR/h}}{20 \text{ mR/h}} = 0.12$$

donde K = Factor de **transmisividad**

Del gráfico de Factor de **Transmisividad vs** espesor de blindaje (Anexo 6) se observa que se requeriría 26 cm de concreto.

#### **IV.4.2 Residuos Sólidos**

##### **a) Cubículo para fuentes selladas agotadas**

Se ha estimado un volumen total **de** residuos sólidos radiactivos de alta **actividad,por cubículo, de 2000 litros, o sea 2 m<sup>3</sup>.**

La poza se dimensionará para que pueda permitir almacenar dichos residuos durante un período de 10 años y también cumpliendo las normas de protección radiológica.

$$\frac{2 \text{ m}^3}{\text{año}} \times 10 \text{ años} = 20 \text{ m}^3.$$

La poza deberá tener una altura libre de 2 metros, luego la altura será de 6 m, de tal modo de que se cuente con 4 metros disponibles. Esto permitirá atenuar considerablemente la dosis que pudiera recibir el personal operador durante la manipulación de los mencionados residuos.

Los residuos que presenten los mayores niveles de tasa de exposición deberán colocarse en la parte más baja del cubículo.

Luego de la ecuación para el cálculo del volumen de un cilindro se despeja el diámetro y se tiene:

$$D = \left( \frac{4 V}{n h} \right)^{\frac{1}{2}}$$

$$D = \frac{4 ( 20 \text{ m}^3 )}{\pi \times 4 \text{ m}} = 2.52 \text{ m}$$

Entonces, el diámetro interno de la poza deberá tener aproximadamente 2.52 m.

b) Trinchera de almacenamiento de residuos sólidos

Teniendo en cuenta que se producirá 20 m<sup>3</sup> por año de residuos sólidos de baja actividad y considerando de que se desea dimensionar la trinchera para un almacenamiento de 10 años se requiere :

$$\frac{20000 \text{ l}}{\text{año}} \times \frac{1 \text{ cilindro}}{200 \text{ l}} \times 10 \text{ años} = 1000 \text{ tambores}$$

Los tambores tendrán una altura aproximada de 0.8 m, entonces su diámetro aproximado será :

$$D = \left( \frac{4 V}{\pi h} \right)$$

Luego,

$$D = \frac{4 ( 200 \text{ dm} )}{\pi \times 8 \text{ dm}} = 5.6 \text{ dm} = 0.6 \text{ m}$$

Luego como se desea que las trincheras puedan recibir 10 tambores por fila y 2 filas superpuestas, se tiene que :

$$h = 2 \times 0.8 \text{ m} = 1.6 \text{ m}$$

Para bajar la tasa de exposición, los tambores estarán ubicados 40 cm debajo de la superficie del suelo.

Además, se requiere que haya 10 tambores por fila. Luego, se tendrá :

$$\text{ancho} = 10 \times 0.6 \text{ m} = 6.0 \text{ m}$$

Por cada fila se tiene 20 tambores y como son 1000 tambores se requerirán 50 filas, que nos dará el largo de la trinchera :

$$\text{largo} = 50 \times 0.6 \text{ m} = 30 \text{ m}$$

Por lo anteriormente calculado se concluye de que una trinchera con dimensiones de 50 m de largo x 6 m de ancho y 2 m de profundidad permitirá una capacidad suficiente para un almacenamiento de los tambores por un periodo de 10 años.



## CONCLUSIONES

1. La construcción de una Instalación Centralizada de procesamiento y disposición de residuos radiactivos resulta ser la opción más adecuada de gestión, en nuestro país, ya que permitiría tener un mejor control sobre los residuos radiactivos generados a nivel nacional. Con ello se lograría disminuir sustantivamente la posibilidad de que se presenten casos accidentales durante su manipulación y procesamiento.
2. El sistema de tratamiento químico para los residuos radiactivos líquidos resulta ser simple, confiable, económico y permite cumplir con las normas de Seguridad Radiológica.
3. Existe actualmente una amplia variedad de procesos de tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos, que pueden ser aplicables en la gestión de residuos radiactivos y el trabajo en si es seleccionar las técnicas más adecuadas dependiendo de las características específicas de los residuos radiactivos.

4. Una continua garantía de calidad y control de calidad, en todas las etapas de la gestión de residuos radiactivos, son esenciales para lograr la integridad y efectividad requerida del sistema.
5. Los efectos de las radiaciones se conocen mejor que los de casi todos los agentes potencialmente nocivos, y la reglamentación y medidas de vigilancia para protegernos contra los efectos de las radiaciones son más completas y de carácter más avanzado.
6. El análisis de costo en la gestión de residuos radiactivos no resulta ser simple ya que existen muchas variables o parámetros que tienen que analizarse en forma conjunta ; sin embargo , formulando algunas hipótesis se pueden determinar costos referenciales. El factor de escalamiento es el que influye considerablemente en los costos.

## BIBLIOGRAFIA

- International Atomic Energy Agency, Basic Safety Standards for Radiation Protection. IAEA, Safety Series N2 9 (1982).
2. Wakerley M., Dumas D., Plumb G., Management of Low and Intermediate Level Wastes generated at Small Nuclear Reseach Centres, Minimization and Segregation of Radioactive Wastes. IAEA Consultants, Vienna (1990).
- 3\_ International Atomic Energy Agency, Radioactive Waste Management Glossary, IAEA - TECDOC - 447, Vienna(1988).
4. National Radiological Protection Board, Living with Radiation, Fourth Edition, UKAEA. England - London (1989).
5. Kathren, R. , Radioactivity in the Environment Sources, Distribution and Surveillnce . Edit. Harwood Academic Publishers, New York (1986).
6. Organismo Internacional de Energía Atómica , Realidades en torno a las radiaciones de Bajo Nivel Informe Técnico, OIEA, Viena (1986).
7. International Atomic Energy Agency, Nature and Magnitude of the problem of Spent Radiation sources, IAEA - TECDOC - 620, Vienna (1991).

8. International Atomic Energy Agency, Guide to the Safe Handling of Radioactive Waste at Nuclear Power Plants . Technical Report Series N2 198 . IAEA, Vienna 1980).
9. Pottier.P.E.. Glasser, F., Characterization of Low and Medium Level Radioactive Waste Forms . EUR - 10579 - EN, Commission of the European Communities, Luxembourg (1986)
10. International Commission on Radiological Protection. Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste, ICRP. Publicación Nº 46. Volumen 15, N2 4 (1985)
11. International Atomic Energy agency, Conditioning of Radioactive Wastes for Storage and Disposal, Proceeding Series, IAEA - OECD - CEC Symposium Utrecht, Netherlands, Vienna (1983).
- 12\_ International Atomic Energy Agency, Management of Radioactive Wastes from Nuclear Power Plants, Safety Series N° 69, IAEA, Vienna (1985).
13. International Atomic Energy Agency, Conditioning of Low - and - Intermediate- Level liquid Radioactive Wastes. Technical Report Series N2 236, IAEA, Vienna (1984).
14. International Atomic Energy Agency, Options for the Treatment and Solidification of Organic Radioactive Wastes, Technical Report Series N2 294, Vienna (1988).

- 5\_ International Atomic Energy Agency, Immobilization of Low and Intermediate Level Solid and Liquid Radioactive wastes. Technical Report Series N2 272, IAEA, Vienna (1987).
- 16\_ International Atomic Energy Agency, Conditioning of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes. Technical Report Series N2 222, IAEA, Vienna (1983)
17. International Atomic Energy Agency, Principles for the Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control. Safety Series N2 89, IAEA, Vienna (1988).
- 18\_ Gompper, K.. Treatment of Low and Intermediate Level Liquid Wastes by Chemical Precipitation IAEA Seminar on Management Options of Low and Intermediate Level Wastes in Latin america. Río de Janeiro. Brazil (1986).
19. International Atomic Energy Agency Chemical Precipitation Processes for the Treatment of Aqueous Radioactive Waste, Technical Report Series N2 337 , IAEA, Vienna (1992).
20. International Atomic Energy Agency, De Minimis Concepts in Radioactive Waste Disposal. IAEA-TECDOC - 282, Vienna (1983).
21. International Atomic Energy Agency, Standardization of Radioactive Waste Categories, Technical Report Series N2 101, IAEA, Vienna (1970).

- International Atomic Energy Agency, *Operational experience in Shallow Ground Disposal of Radioactive Wastes*, Technical Report series N2 253, IAEA, Vienna (1985).
23. Crocker, S., *Piping Handbook*, 5th Edition, Mc Graw-Hill Book Company (1975). Chapter 7. Pages 293-298.
  24. Ludwig, E., *Applied Process Design for Chemical and Petrochemical Plants*. Volume 1, 2nd. Edition.
  25. International Atomic Energy Agency, *Storage Tanks for Liquid Radioactive Wastes: Their Design and Use*, Technical Report Series N2 135, IAEA, Vienna (1982).
  26. International Atomic Energy Agency, *Chemical Treatment of Radioactive Wastes*, Technical Report Series N2 89, IAEA, Vienna (1968).
  27. Koster, P., Kraemer, R., *Treatment and Conditioning of Liquid Low and Intermediate Level Wastes, Management of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes, Proceeding Symposium Stockholm, 1988, Vol.2*, IAEA, Vienna (1989).
  28. Carley-Macaulay, K., *Options for the Treatment of Low and Intermediate Level Active Liquid Wastes, Radioactive Wastes Management, Vol.2*, IAEA, Vienna (1984).
  29. Palmer, J.D., Smith, D.L., *The Incorporation of low and Medium Level Radioactive Wastes in Cement*, EUR-10561-EN, Commission of the European Communities,

- Luxembourg (1986).
30. **González de la Huebra, A., Murillo, R.,** Lixiviación de Residuos Cambiadores de Ion, **CIEMAT.** Instituto de Estudios Nucleares, Madrid (1988).
  - 31\_ **International Atomic Energy Agency,** Management of **Radioactive Wastes Produced by Users of Radioactive Materials, Safety Series N2 70, Vienna** (1985).
  32. **Alonso, Agustín,** Introducción a la Seguridad Nuclear, Instituto de Estudios Nucleares, Madrid (1975).
  33. **Organismo Internacional de Energía Atómica,** La Energía **Nucleoeléctrica,** el Medio Ambiente y el Hombre. **STI/PUB/635, OIEA,** Viena (1984)
  34. **Comisión Nacional de Energía Atómica de Argentina (CNEA),** Informe de Seguridad del **RP-10,** Cap. X, Argentina (1981).
  35. **Mallaupoma, M.,** La Gestión de Residuos Radiactivos en el **IPEN,** Seminario sobre Opciones de gestión de Residuos Radiactivos para los países de Latinoamérica, **OIEA.** Brasil (1987).
  36. **Mallaupoma, M.,** Sistema alternativo de disposición de residuos radiactivos líquidos en el Centro Nuclear de **Huarangal,** Informe técnico (1989). Lima, Perú.
  37. **International Commission on Radiological Protection.** **Publication 26, Recommendations of the ICRP, Vol. 3,**

Pergamon Press. Oxford (1977).

38. Organismo Internacional de Energía Atómica ,  
Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales  
Radiactivos, Colección Seguridad N2 **6**, OIEA (1987).
39. International Atomic Energy Agency, Treatment of Low  
and Intermediate Level Solid Radioactive Wastes.  
Technical Report Series N2 223, IAEA, Vienna (1983).
40. International Atomic Energy Agency, The Volume  
Reduction of Low Activity Solid Wastes. Technical  
Report Series N2 106, IAEA, Vienna (1970).
41. International Atomic Energy Agency, Treatment of  
Spent Ion Exchange Resins for Storage and Disposal,  
Technical Report Series N2 254, IAEA. Vienna (1985).
42. International Atomic Energy Agency, Handling .  
Conditioning and Disposal of Spent Sealed Sources.  
IAEA-TECDOC-548. Vienna (1990).
43. International Atomic Energy Agency, Design and  
Operation of off-gas Cleaning and Ventilation  
Systems in Facilities Handling Low and Intermediate  
Level Radioactive material. Technical Report Series  
N2 236, Vienna (1984).
44. American Nuclear Society. Proceedings - Controlling  
Airborne Effluents from Fuel Cycle Plants. Sun  
Valley, Idaho, AICHE (1976).
45. Hauser W., Packaging of Low and Medium Level Wastes.  
Karlsruhe Nuclear Research Center, Germany (1987).