



UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTONOMA DE MEXICO  
FACULTAD DE QUIMICA

ALGUNAS CONSIDERACIONES SOBRE LOS DESECHOS  
DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Trabajo Monográfico de Actualización  
para obtener el Título de  
INGENIERO QUIMICO  
p r e s e n t a

Jorge Eugenio Barrios Ordoñez

México, D. F.



EXAMENES PROFESIONALES  
FAC. DE QUIMICA



Universidad Nacional  
Autónoma de México



## **UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso**

### **DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL**

Todo el material contenido en esta tesis está protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

## INDICE

I. INTRODUCCION	1
II. LA INDUSTRIA DEL CICLO DE COMBUSTIBLE	6
1. Exploración, extracción y molienda	9
2. Conversión y Enriquecimiento	
A) Conversión	10
a) Método por volatilización del Hexafluoruro de uranio (UF <sub>6</sub> )	10
b) Método por extracción del Nitrato de uranio	11
B) Enriquecimiento	12
a) Difusión Gaseosa	13
b) Centrifugación Gaseosa	15
c) Método Aerodinámico	15
d) Proceso Químico	16
e) Técnica Laser	16
3. Fabricación de Elementos Combustibles	17
4. Manejo de Combustible en la Planta	19
5. Manejo de Combustible Gastado	
A) Transporte y Almacenamiento	20
B) Reprocesamiento de Combustible Gastado	21
C) Manejo y Almacenamiento de Desechos	22
III. Producción de Desechos	
1. Minería (Extracción, molienda y tratamiento químico)	
A) Desechos Radiactivos	25
B) Desechos No Radiactivos	28
2. Conversión y Enriquecimiento	

A) Conversión y Refinamiento	30
b) Enriquecimiento	33
3. Fabricación de Elementos Combustibles	35
4. Operación de la Planta	36
A) Desechos Gaseosos	38
B) Desechos Líquidos	44
C) Desechos Sólidos	45
D) Descargas Térmicas	46
5. Combustible Gastado	47
6. Reprocesamiento del Combustible Gastado	49
7. Clasificación de los Desechos Radiactivos	
A) Desechos Radiactivos Líquidos	53
B) Desechos Radiactivos Sólidos	54
C) Desechos Radiactivos Gaseosos	56
8. Estimado de la Cantidad de Desechos Generados por los Programas Nucleares en cada País.	57
<b>IV MANEJO DE DESECHOS RADIATIVOS</b>	
1. Desechos Líquidos	
A) Generalidades sobre el tratamiento	61
B) Desechos Líquidos de Actividad Alta	64
a) Tratamiento y Vaciado	65
b) Inmovilización	66
c) Almacenado	68
d) Depósito Definitivo	73
C) Desechos Líquidos de Actividad Intermedia y Baja	
a) Tratamiento	79
b) Descargas al Medio	88

c) Recondicionamiento y Almacenaje	91
2. Desechos Líquidos	
A) Tratamiento	93
B) Caso del Tritio	95
3. Desechos Sólidos	
A) Separación	95
B) Tratamiento de Desechos con Actividad Alfa	97
C) Tratamiento de Desechos sin Actividad Alfa	98
<b>VI POLITICAS EN EL MANEJO DE DESECHOS RADIOACTIVOS</b>	
1. Panorama General	101
2. Situación Mundial del Reprocesamiento de Combustible Irrradiado.	112
A) Principales Organismos y Compañías que participan en el Mercado de reprocesamiento de Combustibles	113
B) Situación Francesa	118
C) Situación en el Resto del Mundo	118
3. Situación Mundial del Depósito de Desechos Radiactivos	
A) Francia	120
B) Reino Unido	123
C) Suecia	126
D) Suiza	128
E) Finlandia	131
F) Bélgica	133
G) España	135
<b>VI. CONCLUSIONES</b>	<b>138</b>
<b>BIBLIOGRAFIA</b>	

## INDICE DE TABLAS Y FIGURAS:

- FIG 1. CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR pag. 8
- FIG 2. VIAS DE EFLUENTES GASEOSOS PARA UN REACTOR BWR (ref.37) pag.59
- FIG 3. CLASIFICACION DE DESECHOS RADIOACTIVOS (ref.1) pag. 60
- FIG 4. ALMACENAJE EN ESTANQUE ENFRIADO POR AGUA. (ref.12) pag. 70
- FIG 5. ALMACENAJE EN TONELES SELLADOS. (ref.12) pag. 72
- FIG 6. INSTALACIONES SUBTERRANEAS DE ALMACENAJE Y DEPOSITO DEFINITIVO. (ref.12) pag. 74
- FIG 7. SISTEMA DE INTERCAMBIO IONICO EN UN REACTOR BWR. (ref. 13) pag. 83
- FIG 8. SECCION DE DESCONTAMINACION QUIMICA DE UNA PLANTA EN MOSCU. (ref.13) pag. 84
- FIG 9. SECCION DE CONCENTRACION DE UNA PLANTA EN MOSCU. (ref. 13) pag.85
- FIG 10. LOCALIZACION DE LOS PRINCIPALES CENTROS DE RETRATAMIENTO EN EL MUNDO. (ref. 32) pag. 117
- TABLA 1. NUMERO DE PLANTAS NUCLEARES POR PAIS EN EL MUNDO (ref.36) pag.3
- TABLA 2. SERIES RADIOACTIVAS DEL U-238, U-235 Y Th-232 (ref.5) pag.26
- TABLA 3. DESECHOS LIQUIDOS DE UNA PLANTA DE ENRIQUECIMIENTO (ref.13) pag. 34
- TABLA 4. RADIONUCLIDOS VOLATILES Y AEROSOLIS PRESENTES BAJO CONDICIONES NORMALES DE OPERACION (ref.37 y 16) pag. 40
- TABLA 5. ESTIMADO DE LOS DESECHOS RADIOACTIVOS A PRODUCIRSE PARA EL AÑO 2000 POR CADA PAIS. (ref.2) pag. 58
- TABLA 6. CARACTERISTICAS DE LOS PRINCIPALES TRATAMIENTOS DE DESECHOS LIQUIDOS RADIOACTIVOS DE NIVEL INTERMEDIO Y BAJO. (ref. 13) pag.85
- TABLA 7. FUENTES DE DESECHOS DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR (ref. 2) pag. 102
- TABLA 8. ESTRATEGIAS NACIONALES PARA EL MANEJO DE COMBUSTIBLE GASTADO Y DESECHOS DE ALTO NIVEL. (ref. 3) pag. 104

TABLA 9. METODOS UTILIZADOS PARA EL TRATAMIENTO E INMOBILIZACION DE DESECHOS CON ACTIVIDAD ALFA. (ref. 2) pag. 106

TABLA 10. INSTALACIONES UTILIZADAS PARA EL DEPOSITO DE DESECHOS CON ACTIVIDAD ALFA. (ref. 2) pag. 107

TABLA 11. PROCESOS UTILIZADOS PARA EL TRATAMIENTO DE DESECHOS DE ACTIVIDAD INTERMEDIA Y BAJA. (ref. 2) pag. 108

TABLA 12. PRACTICAS UTILIZADAS PARA EL DEPOSITO DE DESECHOS DE ACTIVIDAD INTERMEDIA Y BAJA. (ref. 2) pag. 110

TABLA 13. INSTALACIONES DE REPROCEDAMIENTO DE COMBUSTIBLE DE REACTORES TERMICOS EN EL MUNDO. (ref. 37) pag. 116

## I. INTRODUCCION

Desde hace casi 30 años, que la energía nuclear se viene utilizando para la generación de electricidad a escala industrial. Es un hecho que en la actualidad, la energía nuclear ha sido blanco de fuertes críticas y ataques, que han llegado a paralizar su avance en algunos países. Sin embargo muchos otros, han continuado sus programas, llegando a consolidar una industria que históricamente está llegando a su madurez.

Inútil es negar los riesgos que implica la energía nuclear y la industria que alrededor de ella se ha constituido, pero inútil también es negar el tremendo desarrollo tecnológico que se ha alcanzado en todos los campos, para poder reducir a un mínimo estos riesgos. Riesgos que por otro lado, han llevado a establecer políticas absolutas, de una gran preocupación tanto por la seguridad como por la protección ambiental. Digno de mencionar, es el carácter de cooperación internacional desarrollado por esta industria. Esta internacionalidad que de alguna manera cambia los conceptos de territorialidad, por la perseguida actitud de colaboración mundial.

Todo proceso industrial produce desechos, que a lo largo de la historia, la sociedad ha tolerado. Desechos químicos que en mayor o menor grado, son tóxicos y que son evacuados en ríos, mares o en cualquier parte.

La acumulación de metales como el mercurio o el plomo han causado daños irreversibles al medio ambiente y al hombre. En el campo



de la generación de electricidad, el empleo de combustibles fósiles, ha contaminado la atmósfera con óxidos de azufre y nitrógeno y la consecuente lluvia ácida. Todo lo mencionado anteriormente y mucho más, forma parte de esa acumulación de contaminantes, que día a día, de una forma u otra, va aumentando en nuestro planeta.

En cuanto a la industria de la energía nuclear es cierto que se corren riesgos y que las consecuencias pueden llegar a ser catastróficas, pero también es cierto que se ha desarrollado una conciencia de responsabilidad tal vez única en el ámbito industrial.

Tecnológicamente, no urge tomar decisiones inmediatas, sobre la manera de evacuar los desechos, ya que las cantidades presentes llegarán a ser considerables hasta principios del próximo siglo. Esta es una ventaja que se está aprovechando, para analizar todas las posibles opciones tecnológicas, y así llegar al método óptimo de evacuación.

Es cierto que se tienen desechos de una alta actividad y por lo tanto de gran peligrosidad, pero su cantidad es relativamente pequeña y su actividad disminuye con el tiempo; este tiempo, gran aliado de la industria de la energía nuclear.

Como una muestra fehaciente de la presencia de la industria de la energía nuclear, tenemos la siguiente tabla en la cual se nos muestran los diferentes países que cuentan con plantas nucleares. Esta tabla considera aquellos reactores que se encontraban funcionando a finales de 1989, y aquellos que entrarán en operación comercial en el presente año.

TABLA 1. NUMERO DE PLANTAS NUCLEARES POR PAIS EN EL MUNDO (ref. 36.)

<u>País</u>	<u>Núm. Unidades</u>	<u>MW(e) Totales</u>
EUA	110	98,257
Francia	55	55,878
URSS	46	31,773
Japón	40	30,332
Alemania Occ.	22	22,605
Reino Unido	39	13,732
Canadá	18	11,872
Suecia	12	9,764
España	10	7,574
Corea	9	7,220
Bélgica	7	5,500
Checoslovaquia	8	3,264
Suiza	5	2,936
Bulgaria	5	2,585
Finlandia	4	2,350
Alemania Dem.	6	2,110
Sudáfrica	2	1,840
Hungría	4	1,655
India	7	1,374
Italia	2	1,120
Argentina	2	935
México	1	654
Brasil	1	626
Yugoslavia	1	620

País	Nóm. Unidades	MW(e) Totales
Holanda	2	507
China	1	300
Pakistán	1	125
TOTALES	420	315,488

Como se puede observar la presencia de 420 plantas nucleares en el mundo, para una generación de 315,488 MW(e) es el campo de una industria: la industria del ciclo de combustible nuclear propiamente dicho. Industria que no es nada insignificante, ya que representa una opción energética para el inicio del próximo siglo.

Actualmente en nuestro país, la presencia de una incipiente industria de la energía nuclear, es una realidad. La ampliación o reducción de esta, no puede atenerse a decisiones tomadas considerando solamente aspectos económicos y o sociales, pretextando un subdesarrollo tecnológico. No podemos quedarnos rezagados en esta búsqueda de soluciones, en este avance tecnológico. Necesitamos tener la virtud de saber aprovechar el camino andado y las experiencias adquiridas por otros países, para tener la suficiente capacidad tecnológica y así poder respaldar nuestra decisión cualquiera que esta sea.

Por lo anterior, sea objetivo de este trabajo: el describir esta industria nuclear en cuanto a sus procesos y operaciones, señalar y localizar los desechos que se producen en estas actividades, di-

vulgar los adelantos tecnológicos y las principales tecnologías utilizadas en otros países, para el tratamiento de estos desechos, dar a conocer la situación de esta industria a nivel mundial, señalar las políticas seguidas por los diferentes países en el manejo de los desechos y finalmente, tratar de aclarar en lo posible, el controvertido tema de la utilización de la energía nuclear para fines pacíficos.

## II. LA INDUSTRIA DEL CICLO DE COMBUSTIBLE

En la industria de la energía nuclear se le llama ciclo de combustible a todas las operaciones, procesos y actividades relacionadas con el suministro, descarga, manejo y almacenaje, de aquellos materiales utilizados como combustible nuclear.

Estas operaciones, procesos y actividades comprenden desde la exploración de yacimientos uraníferos y su explotación hasta el depósito final y definitivo de desechos, pasando por etapas bien definidas. (Fig.1)

Este llamado ciclo de combustible, tiene como protagonistas: al único isótopo fisil natural: el Uranio-235; a aquellos elementos fértiles naturales como: el Uranio-238, y el Torio-232; y a los isótopos fisiles artificiales (productos del mismo ciclo): Plutonio-241, Plutonio-239 y Uranio-233.

Como fuentes naturales de estos isótopos tenemos al Uranio y al Torio, que si bien no son elementos muy abundantes, tampoco son escasos. Estos se encuentran en la Tierra con una concentración aproximada de 4 y 11 ppm respectivamente, siendo más abundantes que elementos como: Bismuto, Antimonio, Plata y Oro.

Este ciclo de combustible no es único, varia según la estrategia adoptada en cada situación particular para el manejo del combustible: manejo que está fuertemente determinado por políticas no solamente tecnológicas. Sin embargo podemos establecer dos claras divisiones en cuanto al camino seguido por el combustible:

así tenemos el ciclo cerrado, en el cual el combustible es reprocesado para volver a ser cargado a un reactor; y el ciclo abierto en el cual el combustible una vez quemado, es propiamente desechado.

En cuanto a las bondades de cada ciclo, se podría pensar en las ventajas económicas de un ciclo cerrado, sin embargo actualmente aún no existe unanimidad en cuanto a los beneficios económicos de reprocesar y reciclar.

Aunque cualquiera que sea el ciclo, el U-235 no puede faltar. Existe una división por los elementos empleados. Así tendremos: el ciclo U-Pu y el ciclo Th-U; cabe mencionar que este último solo opera con un alto grado de enriquecimiento en U-235.

En un sistema nuclear de varios reactores, el operar con ciclos mixtos ha llegado a ser exitoso.

Los procesos y actividades del ciclo de combustible se dividen en:

-Aprovisionamiento de combustible fresco a los reactores:

-Exploración, extracción y molienda del Uranio.

-Conversión y enriquecimiento

-Fabricación de elementos combustibles.

-Manejo del combustible en la planta.

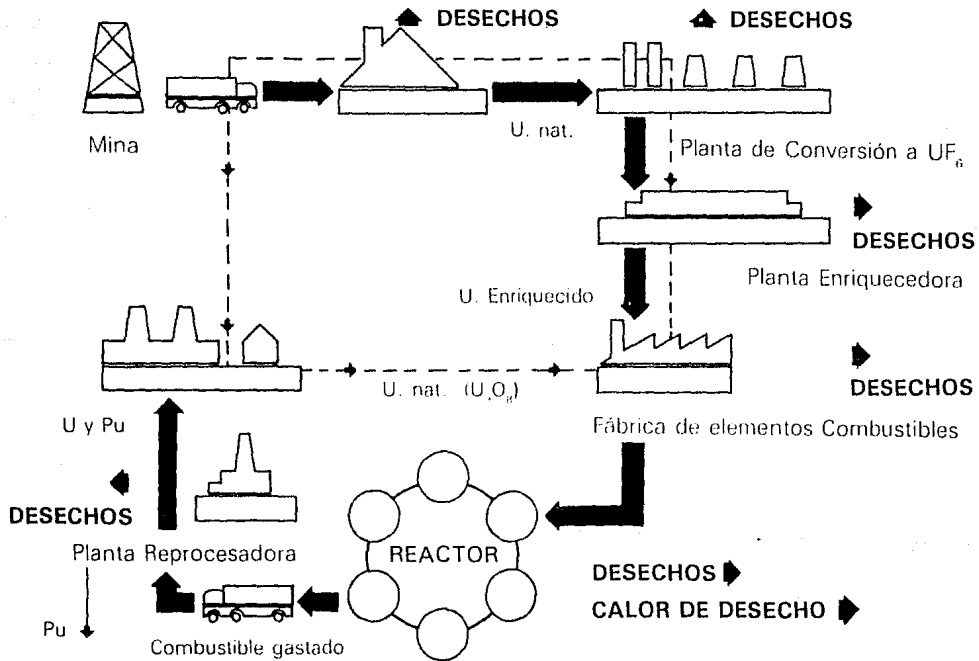
-Manejo de combustible gastado:

-Transporte y almacenamiento de combustible gastado

-Reprocesamiento de combustible gastado

-Manejo, almacenamiento, y depósito definitivo de desechos.

# CICLO DE COMBUSTIBLE



## 1. EXPLORACION, EXTRACCION Y MOLIENDA:

Un programa de exploración, consiste principalmente de las siguientes actividades: reconocimiento geológico y selección de áreas con posibilidades, detección de áreas cuya radiactividad se encuentre fuera de lo normal, identificación de mineralizaciones de Uranio, exploración por perforaciones, estimación de reservas, explotación minera y estudios para la recuperación de mineral.

De acuerdo con la experiencia, esta etapa toma normalmente entre 8 y 10, años desde los inicios de la exploración hasta la producción de Uranio. Las técnicas mineras utilizadas son similares a las técnicas convencionales, excepto por los dispositivos especiales y precauciones a tomar por la radiación presente.

En cuanto al Uranio, existe una diversidad de minerales importantes por su factibilidad de explotación como por ejemplo: la Pitchblenda ( $UO_2$ ), Euxenita-policrasa  $(Y, Ca, Ce, U, Th)(Nb, Ta, Ti)_2O_6$ , Coffinita  $USiO_4$ , Uranofano  $Ca(UO_2)Si_2O_7 \cdot xH_2O$  etc... En cuanto al Torio el único mineral factible de ser explotado es la Monacita la cual contiene de 1-5% de tierras raras, Bióxido de torio y un poco de Uranio.

En esta etapa se obtendrá el producto comercial del Uranio, la llamada "torta amarilla" con una concentración de uranatos conteniendo aproximadamente de un 70 a 80% de  $U_3O_8$ .

En la actualidad, la operación de extracción del Uranio se lleva a cabo por uno de estos dos procesos:



-Lixiviación ácida acompañada por extracción con solventes o intercambio iónico. Es el proceso más utilizado en la industria; por este método se obtiene más del 80% de la "torta amarilla" producida en el mundo.

-Lixiviación alcalina acompañada de precipitación básica. Este método es utilizado cuando la roca hoesped, contiene minerales que podrían consumir cantidades excesivas de ácido.

## 2. CONVERSION Y ENRIQUECIMIENTO:

### A) Conversión

Como se podrá entender más adelante, es necesario obtener productos con un alto grado de pureza; por lo que a esta "torta amarilla" se le necesita someter a un proceso de purificación y refinado.

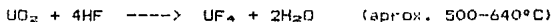
Este proceso se realiza comunmente por dos métodos: por extracción del Nitrato de uranilo con disolventes o por volatilización del Hexafluoruro de uranio.

#### a) Método por volatilización del Hexafluoruro de uranio ( $UF_6$ ):

Se prepara el  $U_3O_8$ , de manera de obtener un material capaz de entrar a un reactor de lecho fluidizado, en donde es reducido por hidrógeno gaseoso.



El  $UO_2$  conocido como "óxido pardo", es alimentado a dos reactores de lecho fluidizado donde se lleva a cabo la siguiente reacción:

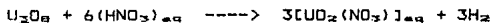


El  $UF_4$  conocido como "sal verde", se hace reaccionar con Fluor gaseoso formando así el hexafluoruro de uranio ( $UF_6$ ). Finalmente este se purifica por destilación fraccionada obteniéndose un material volátil de uranio de alta pureza.



b) Método por extracción del Nitrato de uranio ( $UO_2(NO_3)_2$ ):

A la llamada "torta amarilla" se le hace reaccionar con Ac. nítrico caliente, para obtener Nitrato de uranio:



Este Nitrato de uranio, primero se extrae con una mezcla de disolventes orgánicos; comunmente es una solución al 20% de Terbutilfosfato (TBP) en varsol. Después, se reextrae con agua

obteniéndose el Nitrato de uranilo hexahidratado  $UO_2(NO_2)_2 \cdot 6H_2O$  (conocido como NUH).

Este NUH se calcina, hasta obtener el  $UO_3$ , el cual se reduce a  $UO_2$  y posteriormente se continúa con los pasos indicados en el método anterior.

Es muy importante la pureza de los elementos a utilizar como combustibles en un reactor nuclear, ya que cualquier impureza presente competirá con el Uranio en la captura de neutrones, disminuyendo así la eficiencia del reactor.

#### B) Enriquecimiento

La conversión a  $UF_6$  y el posterior enriquecimiento, se requieren solo en el caso de reactores que trabajen con Uranio enriquecido. El  $UF_6$  es un compuesto que presenta las ventajas de ser estable, de bajo punto de ebullición ( $56.5^\circ C$  a presión atm.), a su vez el Fluor es un elemento monoisotópico, por lo que las diferencias de masas se deberán exclusivamente al Uranio: propiedad fundamental para los procesos de enriquecimiento. Presenta las desventajas de ser excepcionalmente corrosivo, se hidroliza fácilmente formando Ac. fluorhídrico (HF) y es incompatible con aceites lubricantes y productos orgánicos. Estas desventajas exigen ciertas características a cumplir por los equipos a utilizar.

El Uranio natural posee un 0.71% del isótopo U-235, a través del proceso de enriquecimiento se alcanzarán valores de 2-4% para

combustibles a ser empleados en reactores de agua ligera (LWR), y de 20-90% para aquellos utilizados en reactores rápidos de cría y reactores de investigación.

Para separar el isótopo ligero U-235 del pesado U-238, se requiere de un trabajo físico llamado trabajo de separación. Las plantas de enriquecimiento están formadas por etapas de separación y cada etapa tendrá su factor de separación. La cantidad de trabajo de separación en cada etapa será función de su factor de separación y del flujo que pase a través del elemento; así el precio del servicio de enriquecimiento, estará basado en la cantidad de trabajo de separación realizado por el precio de este trabajo de separación (SWU unidad de trabajo de separación, en unidades de masa).

Existen cinco métodos básicos para enriquecer combustibles los cuales son: difusión gaseosa, centrifugación gaseosa, método aerodinámico, proceso químico y la técnica Laser.

a) Difusión Gaseosa:

Este es el método comercialmente más utilizado. Está basado en las diferentes velocidades de difusión de las moléculas de dos isótopos de un mismo elemento, a través de una barrera porosa, como consecuencia de sus diferentes masas.

La cantidad de separación en una etapa, es mas bien pequeña, de aquí que sean necesarias un gran número de etapas para alcanzar

enriquecimientos de interés. Un enriquecimiento del 3% requiere de aproximadamente 1200 etapas o pasos.

La cantidad de Uranio a ser alimentada, varía según la cantidad de Uranio que se planea dejar en las colas; esta usualmente varía entre 0.2-0.3% de U-235. Como ejemplo: dejando un 0.2% de U-235 en colas, para producir 1 kg de U enriquecido se requiere de una alimentación de 5.5 kg de U natural y 4.3 SWU; para un 0.3% en colas se requieren de 6.6kg y 3.4 SWU. Como se observa, tendremos un punto óptimo económicamente hablando, entre la cantidad de Uranio residual y la cantidad de trabajo de separación realizado.

El desarrollo de las barreras difusoras presenta problemas técnicos a resolver tales como:

- Resistencia mecánica para soportar diferencias de presión, con el menor espesor y la máxima porosidad.
- Barreras en serie de miles de  $m^2$  y del orden de  $10^7$  poros por  $cm^2$ .
- El material empleado debe soportar la corrosión del  $UF_6$ .

Este método es el más popular, por este se obtiene el 90% del Uranio enriquecido a nivel mundial, sin embargo presenta el inconveniente de sus altos costos por gastos de energía eléctrica: por cada 10 millones SWU/a, se consumen 3000 MW; el costo marginal de un SWU por este método se encuentra alrededor de 60 dls/SWU.

Existen plantas de enriquecimiento por difusión gaseosa en: USA, Reino Unido, URSS, Francia y China.

#### b) Centrifugación Gaseosa:

Este método consiste en la rotación de un cilindro alrededor de su eje con una alta velocidad angular; este contiene la mezcla de los isótopos a separar. El isótopo de mayor masa tenderá a ocupar la parte de la pared del cilindro y el más ligero tenderá hacia el eje; esto produce un gradiente de composición longitudinal, el cual nos dará el enriquecimiento deseado, si el cilindro es lo suficientemente grande.

Este método logra una mayor separación en cada elemento por lo que requiere de menos etapas, consumiendo así menos energía eléctrica que en la difusión gaseosa; sin embargo el costo de inversión por cada unidad es mayor.

Este método fue desarrollado en Alemania y puesto a disposición comercial por URENCO, un consorcio formado por Inglaterra, Alemania y Holanda.

#### c) Método Aerodinámico:

El método consiste en hacer pasar una mezcla de  $UF_6$  e Hidrógeno a través de una tobera; esta mezcla se expande en un espacio limitado por una pared curva. Las fuerzas centrífugas separarán las moléculas más pesadas de las más livianas dividiendo así la corriente en dos, una de ellas enriquecida en  $U-235$ .

Este método ha sido desarrollado en Alemania y se construyó una planta en Brasil, bajo tratados de cooperación.

Existe un proceso Sudafricano de enriquecimiento, el cual se basa en el mismo principio.

d) Proceso Químico:

Este proceso fue desarrollado en Francia por el Comisariado Francés de Energía Atómica (CEA). El efecto de separación resulta de las diferencias que ocurren en reacciones al equilibrio, entre las especies isotópicas del Uranio.

El valor del efecto de separación, varía según los compuestos escogidos, este valor es usualmente pequeño, por lo que se requerirán de varias etapas. La naturaleza de los compuestos aún no ha sido divulgada comercialmente.

e) Técnica Laser:

Esta técnica está aún en su fase de laboratorio. El proceso se basa en utilizar el Laser, aprovechando las pequeñas diferencias en las energías de excitación de los átomos y moléculas de U-235 y U-238.

En principio este método conocido como tecnología AVLIS (Atomic Vapour Laser Isotope Separation), permite alcanzar altos grados de separación con bajo gasto de energía y en una sola etapa, características que ninguno de los métodos anteriores posee. Además de estas ventajas este método, permite eliminar virtualmente los desechos de U-235 remanentes en la colas, que en la actualidad

representan el 35% de la cantidad alimentada a una planta de enriquecimiento.

Estudios recientes efectuados en EUA mencionan un costo marginal de alrededor de 35 dls/SWU. Todavía es muy temprano para anticipar el futuro de este método, ya que falta el paso decisivo de la industrialización, pero no cabe duda que sería una gran contribución al aprovechamiento de los recursos energéticos en el próximo siglo.

### 3. FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES:

Esta etapa es esencial en el ciclo de combustible, no por sus implicaciones económicas, pero si por la actuación crítica del elemento combustible en el correcto funcionamiento y seguridad del reactor.

En la elección y fabricación del elemento combustible se deben considerar los siguientes factores:

El combustible debe:

- Resistir el daño causado por la radiación.
- Ser químicamente estable, sobre todo ante el refrigerante.
- Tener una gran conductividad térmica, con el fin de reducir los gradientes de temperatura, en el elemento combustible.
- Ser de fabricación económica.



El Dióxido de uranio ( $UO_2$ ) es un compuesto cerámico que ha llegado a ser el combustible más utilizado, sobre todo en reactores de agua a presión (PWR) y de agua en ebullición (BWR). Este se obtiene químicamente a partir del  $UF_6$  enriquecido y presenta las siguientes ventajas:

- estabilidad a temperaturas elevadas.
- resistencia a la irradiación,
- retención de los gases producidos por la fisión y
- es químicamente inerte al agua.

Todo esto redunda en un mayor quemado y por lo tanto, un mejor aprovechamiento del combustible.

Los elementos combustibles están formados, además de por el combustible en sí, por el material de envainado; cuya finalidad es darle al combustible un revestimiento protector, para evitar la corrosión o erosión debida al refrigerante, confinar los productos de fisión y darle integridad geométrica al elemento en sí. Como material de envainado generalmente se ha utilizado el Zircaloy; aleación a base de Circonio (Zr) y aluminio (Al). Esta presenta la ventaja de tener una sección eficaz de captura neutrónica menor que otros metales y aleaciones, lo que disminuye el material fisible en el núcleo del reactor y por lo tanto aumenta la eficiencia.

Se han utilizado otros combustibles como el Carburo de Uranio (UC) o el Uranio metálico, pero en realidad no han tenido el desarrollo del  $UO_2$ .

#### 4. MANEJO DE COMBUSTIBLE EN LA PLANTA:

Esta etapa puede considerarse como el objetivo central de las actividades del ciclo, ya que es aquí donde se cumplirá el objetivo final de las operaciones: obtener energía a partir del combustible nuclear.

Desde la llegada del combustible a la planta, se desarrollarán varias actividades: primeramente se inspecciona el combustible; se almacena, esperando el momento de ser cargado; se carga al reactor y se descarga combustible quemado, el cual se almacenará temporalmente, esperando ser transportado para su reprocesamiento o su depósito definitivo.

Durante la operación del reactor, se presentan dos factores determinantes por los cuales se tiene que descargar el combustible quemado: uno es la acumulación de los productos de fisión, con la consecuente disminución en la reactividad del reactor, y otro es la deformación física que sufre el combustible; además se pueden presentar casos de ruptura o debilitamiento del revestimiento, quemado destructivo, falla de soldaduras, corrosión, contaminación del refrigerante etc...

#### 5. MANEJO DE COMBUSTIBLE GASTADO:

Una vez descargado el combustible, se somete en sí a los procesos de retratamiento, que tendrán sus particularidades según

el tipo de combustible de que se trate, pero en general serán tres: desactivación, tratamiento previo y separación o extracción.

#### A) Transporte y Almacenamiento:

En el periodo de desactivación, se persigue la disminución de la radiactividad de los productos de fisión de vida media breve, así como su enfriamiento, literalmente hablando. El combustible es colocado en un tanque o alberca de enfriamiento generalmente ubicado en las mismas instalaciones de la planta, durante un periodo de tres meses a un año. Después de este periodo, el combustible es colocado en recipientes especialmente blindados, para transportarlo a los sitios de reprocesamiento.

Los toneles o cascos usados para el transporte de embarques de desechos son de 20-110 t con una capacidad de carga de hasta 6 t. Estos cascos son diseñados, considerando la generación de calor y los aislamientos necesarios. Generalmente se utiliza un aislamiento mayor de plomo y o acero, y un aislamiento neutrónico que puede ser: agua boratada-anticongelante, agua normal, resinas sólidas boratadas o una mezcla de agua-glicol. El transporte se lleva a cabo por carreteras para embarques en cascos de hasta 40 t, para embarques de mayor tonelaje generalmente se transportan via ferrea, en vagones-casco especiales. Los embarques por agua, tanto por mar o aguas interiores son también utilizados y se espera que lleguen a ser más empleados en un futuro.

Esta es una actividad que ha sido bien controlada y que no ha representado peligro alguno. A lo largo de la historia, miles de transportes se han llevado a cabo, prácticamente sin accidentes.

#### B) Reprocesamiento de combustible gastado:

En la etapa del tratamiento previo se efectúan operaciones tales como: retirada de la vaina por medios mecánicos, desencamisado por medios químicos o electroquímicos, disolución del combustible sin la vaina y disolución completa del elemento combustible.

En la etapa de separación o extracción se tendrá como objetivo la separación del Uranio y Plutonio para su reincorporación al ciclo. El método que clásicamente se utiliza, es el conocido como método Purex; que consiste en la disolución del combustible en Ac. nítrico y la posterior separación y purificación por extracción con TBP (tributil fosfato) y dodecano generalmente.

El Uranio recobrado puede llegar a contener 1% o más de U-235; el Plutonio es convertido a Dióxido de plutonio ( $\text{PuO}_2$ ), obteniéndose así un material fisible para enriquecimiento, además del U-235.

Actualmente, la tendencia que prevalece, es la de implementar en un futuro, la utilización del Plutonio y el Uranio como combustibles en forma de una mezcla de óxidos (MOX fuels), ya que el Plutonio es un elemento altamente radiactivo y se prevé que para el siglo XXI, sea una de las mayores fuentes de energía

Además del Uranio y Plutonio, se obtendrán otros isótopos de vida larga como: Sr-90, Ru-106, Ce-144, Cs-134 y 137 para usos específicos en otros campos como: medicina, agricultura e industria en general.

Los productos de fisión restantes, constituyen la problemática de los desechos radiactivos que deben ser tratados y almacenados indefinidamente.

### C) Manejo y Almacenamiento de desechos:

Como parte final del ciclo, tenemos las actividades referentes al manejo y depósito adecuado de aquellos desechos radiactivamente peligrosos.

Los objetivos de un correcto manejo de los desechos son:

- Llevar a cabo en forma segura y eficiente, aquellas operaciones concernientes en coleccionar desechos provenientes de cualquier operación nuclear, así como el acondicionamiento, correcto almacenamiento y depósito de estos.

- Asegurar: que en ningún momento podrá ocurrir daño alguno debido a este manejo.

Cabe mencionar, que en este exigente manejo de los desechos, se cuenta con dos importantes aliados: uno es el tiempo, ya que como sabemos, por el decaimiento natural de un núcleo disminuye su radiactividad, así como el calor que esta genera; y segundo, en la

actualidad, existen instrumentos muy sensibles capaces de detectar niveles muy bajos de radiactividad. Esta ventaja, es aprovechada en el monitoreo de cualquier actividad nuclear, registrando inmediatamente cualquier anomalía y pudiendo corregir esta antes de que alcance niveles peligrosos.

### III PRODUCCION DE DESECHOS

A lo largo de todas las actividades que comprende el ciclo de combustible, se generarán desechos. Generalmente solo se consideran los desechos radiactivos, que definitivamente requieren de un manejo muy cuidadoso y tratamiento especial. Sin embargo, los desechos no radiactivos no pueden ser ignorados, ya que representan una fuente importante de contaminación.

En todas las etapas del ciclo, se trabaja bajo dos principios en cuanto a lo que a desechos se refiere:

- 1.- Minimizar la cantidad de desechos a manejar y
- 2.- Minimizar el impacto ambiental de aquellos desechos que no pueden ser eliminados.

#### 1. MINERIA (Extracción, molienda y tratamiento químico).

Durante las operaciones de extracción, molienda y tratamiento químico del mineral, se generarán desechos, consistiendo principalmente en: mineral sobrante y o desechos químicos en si. Estos desechos serán: sólidos, líquidos y efluentes en suspensión en el aire, tanto radiactivos como no radiactivos.

#### A) Desechos Radiactivos:

A lo largo de este proceso, las fuentes potenciales de radiación cuya magnitud justifica un estudio son:

- Las descargas del sistema de ventilación de minas subterráneas, y las actividades de minería a cielo abierto;
- Las etapas iniciales de tratamiento: almacenamiento, transporte, trituración y lixiviación del mineral;
- La etapa final de preparación del producto, es decir, el secado y el embalaje;
- Los residuos de tratamiento y otros residuos de las operaciones.

Los radionúclidos causantes de los riesgos radiológicos son los que forman parte de las series radiactivas del U-238 y Th-232 (Tabla 2). De estos el U-238 es el de mayor importancia por su abundancia, y el Radio-226 el núclido de principal interés, desde el punto de vista de los riesgos radiológicos que puede llegar a ocasionar; este puede llegar a estar presente en una concentración media de entre 10 a 100 Bq/Kg según la ley del mineral.

El Radio-226, con un período de 1600 años, se desintegra a Radón-222; este es un gas noble, que emana de los desechos y pasa a la atmósfera o a edificios. A su vez el Radón, se desintegra con un período de 3.8 días, dando lugar a varios descendientes de período corto.



Serie del <sup>238</sup>U

Nuclido	Periodo
<sup>238</sup> U	4.51*10 <sup>9</sup> a
<sup>234</sup> Th	24.1 d
<sup>234</sup> Pa	1.17 min
99.87% <sup>234</sup> Pa	6.75 h
0.13% <sup>234</sup> U	2.47*10 <sup>5</sup> a
<sup>230</sup> Th	8.00*10 <sup>5</sup> a
<sup>226</sup> Ra	1602 a
<sup>222</sup> Rn	3.823 d
<sup>218</sup> Po	3.05 min
99.98% <sup>214</sup> Pb	26.8 min
0.02% <sup>214</sup> Bi	19.7 min
99.98% <sup>214</sup> Po	1.64*10 <sup>-8</sup> s
0.02% <sup>214</sup> Bi	1.3 min
<sup>210</sup> Pb	21 a
<sup>210</sup> Bi	5.01 d
+100% <sup>210</sup> Po	138.4 d
0.00013% <sup>210</sup> Bi	4.19 min
<sup>206</sup> Pb	Estable

TABLA 2. SERIES RADIOACTIVAS (ref. 5)

Serie del <sup>232</sup>Th

Nuclido	Periodo
<sup>232</sup> Th	1.41*10 <sup>10</sup> a
<sup>228</sup> Ra	5.8 a
<sup>228</sup> Ac	6.13 h
<sup>228</sup> Th	1.91 a
<sup>224</sup> Ra	3.64 d
<sup>220</sup> Rn	55 s
<sup>216</sup> Po	0.15 s
<sup>212</sup> Pb	10.64 h
<sup>212</sup> Bi	60.6 min
64.0% <sup>212</sup> Po	304 ns
36.0% <sup>212</sup> Bi	3.10 min
<sup>208</sup> Pb	Estable

Serie del <sup>235</sup>U

Nuclido	Periodo
<sup>235</sup> U	7.1*10 <sup>8</sup> a
<sup>231</sup> Th	25.6 h
<sup>231</sup> Pa	3.4*10 <sup>4</sup> a
<sup>227</sup> Ac	21.6 a
<sup>227</sup> Th	18.6 d
<sup>223</sup> Ra	11.7 d
<sup>219</sup> Rn	3.9 s
<sup>215</sup> Po	1.8*10 <sup>-3</sup> s
<sup>211</sup> Pb	36 min
<sup>211</sup> Bi	2.2 min
<sup>211</sup> Po	0.5 s
<sup>207</sup> Pb	Estable

La inhalación de Radón, aumenta el riesgo de cáncer de pulmón, siendo este el riesgo potencial mas grave para la salud, resultante de los desechos.

La cantidad total de Radón emitida por los residuos y roca estéril, depende de muchos factores tales como: el método de gestión de desechos, la cantidad de desechos, la concentración de Radio-226, la fracción de Radón producido, que escapa a los espacios de los poros intersticiales, la tasa de difusión del Radón a través de sólidos, el contenido en humedad, las precipitaciones y la temperatura.

Los residuos de tratamiento, que quedan en forma de lechada contienen gran cantidad de liquido. Estos residuos si no se controlan, pueden ser transportados por escorrentia o filtración, hasta sistemas de aguas subterráneas o superficiales. El Radio-226 lixiviado de esta forma, es una fuente de Plomo-210 y de Polonio-210 al medio ambiente, estos pueden contribuir más a las tasas de dosis colectivas que el propio Radio.

La serie radiactiva del Th natural, también contiene un isótopo del Radón, el Radón-220; pero dado que su periodo es de solo 55 s. la mayor parte de este, se desintegra "in situ", no siendo de importancia su presencia.

Los desechos pueden ser una fuente significativa de exposición local a la radiación gamma, esto es debido a los rayos gamma de 2.6 MeV emitidos por el Polonio-212, de la cadena de desintegración del

Th. Los desechos toríferos, deben evacuarse tomando en cuenta este riesgo.

En estas etapas comunmente se producen de 700 a 800 m<sup>3</sup>/d de desechos líquidos, con una actividad específica de 570 KBq/m<sup>3</sup>. (ref 13) estando siempre en el rango de desechos de categoría 1 y 2. (ver Fig. 3)

Aunque las dosis individuales anuales para el público, debidas a los desechos de la minería y tratamiento son pequeñas, constituyen la mayor contribución a las repercusiones radiológicas colectivas del ciclo de combustible nuclear. Esto se debe a las grandes extensiones de terreno que se llegan a emplear en estas operaciones, muchas de estas al aire libre (ref.5).

#### B) Desechos No Radiactivos:

Los contaminantes no radiológicos tales como: metales pesados, ácidos, complejos orgánicos y coloides, también constituyen un peligro ambiental y un riesgo a largo plazo para la salud.

Los tipos de contaminantes están asociados al tipo de yacimiento explotado, así como al tipo de tratamiento empleado (lixiviación ácida o alcalina). De aquí la importancia de conocer tanto química como mineralógicamente el yacimiento; con esta información, sabremos anticipadamente los contaminantes que se encontrarán y se podrá planear un correcto manejo de estos.

Particularmente importante, es conocer el contenido de pirita ( $FeS_2$ ) en el yacimiento, ya que este impondrá condiciones ácidas, factor que influirá en el tipo de desechos a encontrar.

Contaminantes potenciales de las operaciones de extracción y molienda del Uranio son:

ácidos	amoníaco	arsénico	bario
berilo	cadmio	cromo	cobalto
cobre	cianuro	plomo	manganeso
mercurio	molibdeno	níquel	nitratos
nitritos	fósforo	selenio	sulfatos
vanadio	zinc	complejos orgánicos	

Los metales pesados, son los que representan el mayor peligro potencial para el medio y para el hombre. Concentraciones de estos metales pesados, pueden envenenar alimentos y agua, provocando daños irreparables.

## 2. CONVERSION Y ENRIQUECIMIENTO

Las plantas de conversión y enriquecimiento contarán con sistemas de control de emisiones, de ventilación y purificación de aire y de tratamiento de efluentes en términos generales. Particularmente, según el proceso del cual se trate, encontraremos sistemas: de recuperación de Uranio, de  $HF$ , de  $HNO_3$ , etc...

Funcionando bajo los principios antes mencionados, la gran mayoría de efluentes procedentes de los procesos, serán reincor-

porados a estos, por los diferentes sistemas de recuperación; sin embargo tendremos desechos inevitables, algunos de ellos se descargarán al medio sin peligro alguno, pero otros se tratarán para su depósito definitivo.

#### A) Conversión y Refinamiento:

Los principales desechos que encontraremos en esta parte del ciclo son, los provenientes de impurezas propias del concentrado, cantidades de Uranio residual y sus respectivos isótopos hijos y desechos químicos propios del proceso.

En cuanto al concentrado que llega a la planta, tendremos que solo del 60-80% de la radiactividad presente, es debida al Uranio, el resto de la radiactividad es debida, a la presencia de: Th-230, Ra-226, Th-232 (núclidos de periodo muy largo:  $7.54 \times 10^4$  a, 1600 a y  $1.4 \times 10^{10}$  a, respectivamente) así como radionúclidos hijos, de vida corta como el Th-234 y Pa-234; además este concentrado contendrá impurezas no radiactivas como: sulfatos, carbonatos, fosfatos, fluoruros, cloruros, materia orgánica y trazas de metales y tierras raras.

Un primer desecho de importancia en esta etapa, son los tambores en los que se transporta el concentrado. Una producción anual de 10,000 t. de Uranio utiliza aproximadamente 40,000 tambores, los cuales quedan contaminados. El destino de estos tambores, depende mucho de factores económicos, pero las alternativas que existen son: un lavado y reacondicionado para su

reutilización, un lavado y compactado para su depósito definitivo o su fundición con la posibilidad de recuperar elementos radiactivos (Uranio principalmente).

En la disolución del concentrado con Ac.nitrico, la reacción generará una mezcla de Oxidos de nitrógeno y vapores de ácido que pasarán al sistema de recuperación de Ac.nitrico.

Esta disolución, puede dar lugar a la liberación de una pequeña cantidad de Rn-222 (aprox. 0.5 Ci/año), que es liberado a la atmósfera vía el sistema de recuperación de ácido.

Los licores de la disolución, deben ser filtrados para remover: sólidos de Silicio que contienen incrustado: Uranio, trazas de Ra e isótopos de Th. El Uranio es reincorporado al proceso, mientras el Ra y Th son almacenados como desechos.

En la etapa de extracción se producirá una corriente que contendrá trazas de Uranio, isótopos hijos, otros radionuclidos y trazas de metales provenientes de la alimentación, en forma de sales de nitratos, y Ac. nitrico. Existen varias alternativas para el tratamiento y aprovechamiento de esta corriente.

En varios procesos, el Uranio es recuperado de las soluciones de Nitrato de uranilo, por precipitación con amoniaco y filtración del Diuranato de amonio resultante. El filtrado y lavado de este proceso, contendrá Nitrato de amonio con baja radiactividad, que con un tratamiento previo puede ser vendido comercialmente

Calcinación del Diuranato de amonio: El secado y calcinado libera: humedad, amoniaco y trazas de Nitrato de amonio que son

pasados através de un purificador de gases. El líquido residual, que tiene muy baja radiactividad, puede ser vendido comercialmente siempre y cuando se efectúe un cuidadoso monitoreo, ya que en algunos casos un tratamiento previo es necesario.

**Reducción de los Oxidos de uranio:** La corriente de gas reductor que sale del proceso, pasa por un filtro metálico o un purificador húmedo que remueve el Uranio acarreado que posteriormente se reincorporará al proceso. Algunos de los sulfatos contenidos en los óxidos son reducidos y pasan a la atmósfera como Ac.sulfhídrico. Muchas veces la corriente de Hidrógeno que sale, puede ser quemada, así el  $HS_2$ , es oxidado a  $SO_2$  antes de ser descargado.

**Hidrofluoración:** En esta etapa se descargará Ac.fluorhídrico contaminado, el cual es tratado con cal viva formando Fluoruro de calcio ( $Ca_2F$ ), el cual puede ser vendido comercialmente previo monitoreo, o si las condiciones radiactivas así lo indican, ser depositado como desecho definitivo.

**Fluoración:** esta se lleva a cabo sobre un lecho de Fluoruro de calcio, el cual será contaminado con: trazas de metales, productos radiactivos del Uranio y compuestos metálicos no volátiles fluorados. Por esto, este lecho será radiactivo y deberá ser almacenado para permitir su decaimiento. En un periodo de seis meses, el  $Th-234$  disminuirá su radiactividad a un 5% del valor original. Posteriormente será tratado para su depósito definitivo.

Del paso de conversión del Uranio, se generan desechos líquidos de los tratamientos, que contendrán cerca del 0.03% del material procesado.

A lo largo de este proceso de conversión y refinamiento, estos son los desechos a considerar. Definitivamente existen los desechos propios de las operaciones, como serían: el equipo, herramientas y accesorios varios; los cuales también son considerados y manejados de cierta forma.

#### B) Enriquecimiento:

En las labores de enriquecimiento de Uranio, encontraremos los desechos propios de las operaciones, tales como barreras de difusión o cilindros contaminados según el caso. Pero la principal fuente de desechos, en este caso radiactivos, es el manejo de las colas en cada etapa del proceso de enriquecimiento. Las labores para la recuperación de U y Pu residual son muy exhaustivas, llegando a ser casi totalmente eliminados de los residuos; se llegan a tener factores de descontaminación en las diferentes trampas, de hasta  $10^6$  para el Pu. (ver definición de DF pag.87)

Para una planta de enriquecimiento, se obtendrán aproximadamente de 5-10 m<sup>3</sup>/d de líquidos contaminados radiactivamente, por una cantidad de  $9 \times 10^6$  SWU. Estos son descargados a albercas para después ser tratados y recuperar el Uranio residual. (ref. 13)



Un ejemplo de la composición de estos líquidos, la tenemos en la siguiente tabla. El caso es de una planta de enriquecimiento por centrifugación gaseosa localizada en los FIA:

TABLA 3. DESECHOS LIQUIDOS DE UNA PLANTA DE ENRIQUECIMIENTO  
(ref.13)

Isótopo	Radiactividad (Bq/a)
U-232	$2.9 \times 10^6$
U-233	$1.5 \times 10^3$
U-234	$1.0 \times 10^6$
U-235	$3.8 \times 10^6$
U-236	$9.6 \times 10^6$
U-238	$8.1 \times 10^7$
Pu-239	$3.0 \times 10^2$
Np-237	$1.5 \times 10^6$
Zr-95, Nb-95	$7.4 \times 10^6$
Cs-137	$5.6 \times 10^7$
Ce-144	$5.6 \times 10^7$
Tc-99	$2.6 \times 10^{11}$
Otros Productos de Fisión	$5.6 \times 10^7$

Además, tenemos como desechos no radiactivos, los propios de las operaciones de recuperación. En los efluentes líquidos de estos procesos tendremos la presencia de: nitratos, fosfatos, sulfatos, cloruros, aluminio, fluor, Ac.nitrico, Nitrato de aluminio, cromo, zinc, cloro, uranio, TBP y varsol.

Como efluentes gaseosos típicos encontraremos: Ac.fluorhídrico, Óxidos de nitrógeno, Anhídrido sulfúrico, Monóxido de carbono, hidrocarburos, Etanol y partículas en suspensión.

### 3. FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

Las instalaciones para la fabricación de elementos combustibles, incluyen una variedad de operaciones, como la conversión de  $UF_6$  a  $UO_2$ , el sinterizado de las pastillas y el ensamble final del elemento combustible; así como las operaciones de recuperación y retratamiento. En esta etapa ya entra en juego el Plutonio como elemento combustible a manejar.

El Plutonio es un elemento altamente radiactivo. Es esencialmente un emisor alfa, pero también emite: neutrones, rayos x, rayos gamma y partículas beta. Las emisiones beta y alfa del Plutonio y su toxicidad, requieren que este sea manejado cuidadosamente con equipo especial. Sin embargo, como estas radiaciones no son penetrantes, el peligro radiológico casi desaparece, una vez que el Plutonio, en forma de combustible MOX se encuentra en la vaina de combustible.

La actividad neutrónica es prácticamente constante con el tiempo y depende principalmente de la composición isotópica del Plutonio. Debido a esto es necesario un correcto aislamiento, en las diferentes etapas de la fabricación del combustible.

La radiación del Óxido de plutonio ( $PuO_2$ ) comercial, es debida principalmente a:  $Pu-236$ ,  $Pu-238$ ,  $Pu-241$ ,  $Pu-240$ ,  $Pu-242$  e

impurezas productos de la fisión "in situ", como: Cs-Ba-137, Ru-103, Ce-Pr-144, Ru-Rh-106 y Zr-Nb-95 principalmente.

De las operaciones arriba citadas, se producirán corrientes de desechos, que serán tratadas para la recuperación, tanto de Uranio como de Plutonio, con la consiguiente liberación de los efluentes mencionados con anterioridad.

Cabe mencionar, que esta etapa es una gran generadora de desechos sólidos, con actividad alfa, debido al gran contacto, tanto de equipo como de material en general con Uranio y Plutonio.

Durante la fabricación de elementos combustibles se llegan a liberar 600 m<sup>3</sup>/ t U, de líquidos, con una actividad de hasta 740 kBq/m<sup>3</sup> (emisores alfa).

#### 4. OPERACION DE LA PLANTA

Es en esta parte del ciclo, donde se encuentra la mayor polémica en cuanto a desechos se refiere; y con razón, ya que durante la operación del reactor se producirán aquellos radionúclidos de alta radiactividad, así como una cantidad importante de efluentes.

Toda planta nuclear, cuenta con un programa para el manejo de desechos, el cual se rige por los principios de: operar la planta con la mínima generación de desechos radiactivos posibles, tanto en actividad como en volumen, con el fin de reducir al mínimo la exposición tanto del personal, como de la sociedad en general.

Estas exposiciones se rigen por límites recomendados por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP).

Durante la operación de la planta se formarán radionúclidos: por la fisión del combustible nuclear, por la activación neutrónica de los materiales estructurales y de los productos de corrosión, así como de las impurezas en el refrigerante. La mayoría de los productos de fisión permanecen en el elemento combustible, pero una fracción puede pasar al refrigerante. La mayoría de los isótopos radiactivos que llegan al refrigerante, son removidos por los sistemas de procesamiento, pero algunos pueden ser eventualmente liberados al medio.

En una planta nuclear, el tipo y la cantidad de desechos producidos depende: del tipo de reactor, de su diseño específico; de los límites, condiciones y procedimientos de operación, de su tiempo e historia de operación, así como de la integridad del combustible.

Con el fin de procurar un correcto manejo de los desechos es conveniente clasificar estos tomando en cuenta:

- Su origen
- Su estado físico y químico
- Los radionúclidos involucrados, así como la actividad presente
- El método previsto de tratamiento.

Además de lo anterior, se encontrarán desechos que requieran especial consideración y tratamiento, como: los radionúclidos emisores alfa provenientes del combustible gastado, materiales inflamables, corrosivos y en general que representen algún peligro adicional.

El funcionamiento de un moderno reactor de potencia, solo libera al medio ambiente efluentes de baja actividad; pero por una generación de 1000 MW(e) anuales se generarán entre 200 y 500 m<sup>3</sup> de desechos de alta actividad.

Estos desechos serán: gases, líquidos y sólidos; que serán sometidos a los tratamientos establecidos, ya sea para su reutilización o para su depósito definitivo.

#### A) Desechos Gaseosos:

Como se dijo anteriormente, las fuentes de desechos varían según el tipo del reactor. Por ejemplo: para un reactor BWR la principal vía de desechos gaseosos, es el eyector de aire o la bomba utilizada para mantener el vacío, en el condensador principal. Otras fuentes son el sistema de sellado en la turbina así como los sistemas de ventilación del edificio del reactor, del sistema de desechos y de la turbina. (Fig.2)

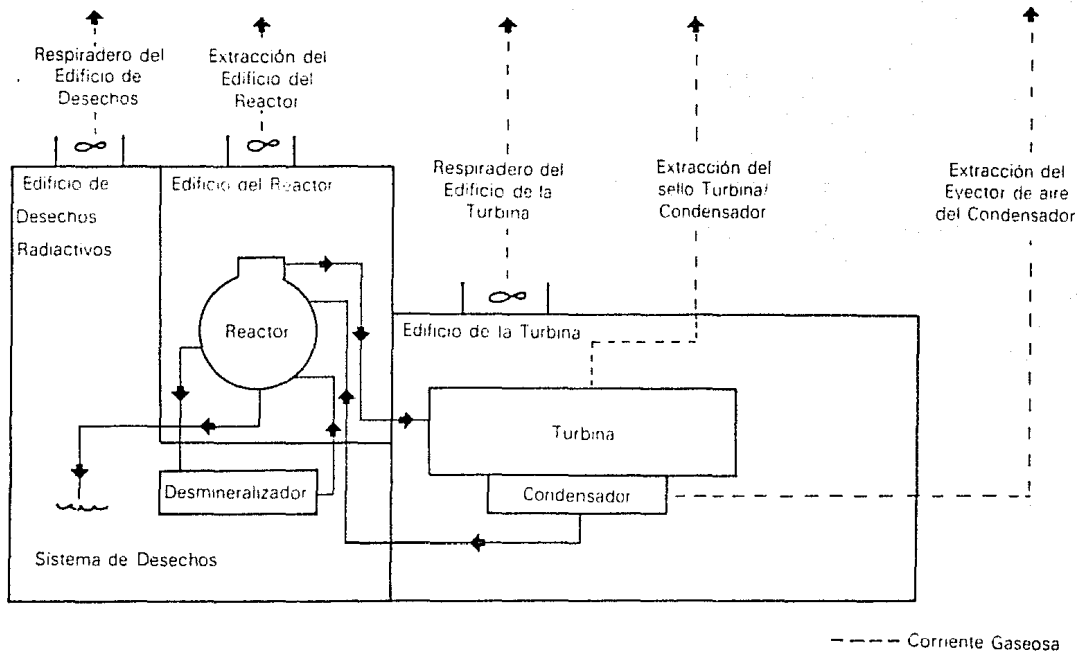


FIG. 2. VIAS DE EFLUENTES GASEOSOS EN UN REACTOR BWR. (ref. 37)

Bajo condiciones de operación normales, la siguiente tabla nos muestra los diferentes radionúclidos volátiles que se forman en el reactor.

TARLA 4. RADIONUCLIDOS VOLATILES Y AEROSOLIOS PRESENTES BAJO CON  
DICIONES NORMALES DE OPERACION (ref. 16 y 27)

Isótopo	t1/2	Reacción que lo produce.	Pediotoxicidad*
<b>Gases</b>			
<b>Nobles:</b>			
Ar-37	5 d	Ar-36(n,g)	Baja
Ar-41	1.83 h	Ar-40(n,g)	Media
Kr-83m	1.86 h	P.Fisión	
Kr-85m	4.4 h		Baja
Kr-85	10.7 a		Baja
Kr-87	76 min		Media
Kr-88	2.8 h		
Kr-89	3.16 min		
Xe-131m	11.99 d		Baja
Xe-133m	2.23 d		Baja
Xe-133	5.3 d		Baja
Xe-135m	15.3 min		Baja
Xe-135	9.16 h		Baja
Xe-137	3.84 min		
Xe-138	14.2 min		
<b>Halógenos:</b>			
I-131	8.1 d	P.Fisión	Media
I-132	2.3 h		Media

Isótopo	t <sub>1/2</sub>	Reacción que lo produce.	Radiotoxicidad*
I-133	20.6 h		Media
I-135	6.7 h		Media
Tritio:			
H-3	12.3 a	Fisiones ternarias H-2(n,g) B-10(n,g)Li-7 Li-7(n,n,g) B-10(n,2a)	Media
Carbono-14:			
C-14	5.73 a	N-14(n,p) O-17(n,a) C-13(n,g)	Media
**			
N-13	9.96 min	O-16(p,a)	
O-15	2.1 min	O-16(n,2n)	
N-16	7.1 s	O-16(n,p)	
O-19	27 s	O-18(n,g)	
Aerosoles:			
Co-60	5.27 a		Media
Co-58	70.91 d		Media
Cr-51	27.7 d		Media
Mn-54	312 d		Media
Fe-59	44.51 d		Media
Zn-65	243.8 d		Baja



Isótopo	t <sub>1/2</sub>	Reacción que lo produce.	Radiotoxicidad*
Zr-95	64.03 d		Media
Sr-89	50.52 d		Media
Sr-90	29 a		Alta
Sb-124	60.2 d		Media
Te-132	78.2 h		Media
Cs-134	2.07 a		Media
Cs-136	13.1 d		Media
Cs-137	30.17 a		Media
Ce-141	32.5 a		Media

**\*\* Grupo de gases activos formados de los constituyentes del agua y atmósfera.**

\* Esta clasificación se basa en las concentraciones máximas permisibles (MPC) según la AIEA y los valores son los siguientes:

Radiotoxicidad:

Alta	$< 6 = 10^{-10}$ mCi/cm <sup>3</sup>
Media	$2 \pm 10^{-10}$ a $10^{-9}$ mCi/cm <sup>3</sup>
Baja	$> 6 = 2 \pm 10^{-9}$ mCi/cm <sup>3</sup>

Nota: 1 mCi =  $10^{-6}$  Ci

De los muchos productos de fisión y de activación, generados durante la operación del reactor, se debe dar especial atención al impacto ambiental: del Tritio, el cual suele liberarse en forma de vapor de agua tritiada, el Carbono-14, el Yodo-129, el Yodo-131 y

el Kriptón-85 que presenta el mayor problema, dada su inherente dificultad a controlarlo, su no reactividad y su gran movilidad en el medio ambiente. De los anteriores son de especial interés el Tritio y el Kriptón-85 dado su largo período de vida media (ver Tabla 4).

De los isótopos del Yodo, el que presenta mayor interés es el Yodo-131, el cual escapa principalmente en corrientes gaseosas en forma de Yodo molecular como vapor, adsorbido en partículas y o en forma de compuestos como: metiloduro, Acido yodhídrico y Acido hipoyodoso (HI<sub>2</sub>).

El Tritio se produce por la tercera fisión de núcleos pesados y en la reacción de refrigerantes, moderadores y elementos ligeros, como el Litio Berilo o Boro con neutrones. Para el caso de un reactor BWR se producirán de 15-20 kCi/GW(e)/a en los productos de fisión y de 0.1-0.4 kCi/GW(e)/a en el refrigerante y moderador, quedando aproximadamente del 10-50% en fase gaseosa y del 50-90% en fase líquida.

La producción de desechos gaseosos debe mantenerse lo más bajo posible siguiendo las siguientes recomendaciones:

- Evitar fallas en el combustible así como descargar el combustible gastado tan pronto como sea posible;
- Reducir los derrames de refrigerante en el límite primario;
- Mantener el nivel de impurezas en el refrigerante lo más bajo posible

## B) Desechos Líquidos:

Las principales fuentes de desechos líquidos son: el refrigerante primario, en reactores enfriados por agua y el agua de las albercas de almacenamiento de combustible. Fuentes comunes a todos los tipos de reactores son: el drenaje en general, desechos de lavandería, aceite contaminado, desechos provenientes de las operaciones de descontaminación y mantenimiento de instalaciones y equipo.

Para una producción de 1,000 MW(e) aproximadamente se producen de 4,000 a 16,000 m<sup>3</sup>/a de desechos de actividad intermedia.

La producción de desechos debe mantenerse lo más baja posible siguiendo las siguientes recomendaciones:

- Evitar fallas en el combustible y descargar el combustible gastado tan pronto como sea posible;
- Reducir los derrames en todos los sistemas;
- Planear y llevar a cabo el trabajo de mantenimiento con cuidado evitando la dispersión de contaminación;
- Tomar precauciones para evitar la contaminación de equipo e instalaciones, disminuyendo así las tareas de descontaminación;
- Optimizar los procedimientos de descontaminación;
- Elegir correctamente los métodos de tratamiento para reducir la producción de desechos secundarios.

### C) Desechos Sólidos:

Estos desechos resultan de la operación y mantenimiento de la planta así como de los sistemas de tratamiento de desechos líquidos y gaseosos; estos variarán de planta a planta pero generalmente se clasifican en desechos húmedos y secos.

Los desechos húmedos están formados principalmente por: resinas de intercambio iónico ya utilizadas, concentrados de evaporación, cartuchos de filtros y la pasta de filtros recubiertos. Los desechos secos incluyen: trapos contaminados, ropa, papel, plásticos, hule, neopreno, filtros de partículas del sistema de ventilación, lechos de carbón, herramientas, materiales de construcción, aislamientos etc... y fragmentos de componentes internos del reactor. Para un reactor BWR de 1,000 MW(e) de generación se producirán alrededor de 400 m<sup>3</sup>/a de desechos secos y 120 m<sup>3</sup>/a de desechos húmedos.

La producción de desechos de tipo sólido debe ser disminuida, siguiendo las siguientes consideraciones:

- Llevar una cuidadosa planeación y ejecución del trabajo de mantenimiento;
- Tener un cuidadoso control del movimiento de materiales radiactivos;
- Tener una eficiente operación de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos líquidos y sólidos;

- Procurar efectivos procedimientos de control de contaminación;
- Correcta segregación en los puntos generadores de desechos.

#### D) Descargas Térmicas:

Una vez que el vapor ha sido utilizado en la turbina pasará a los sistemas de condensación, donde es utilizada una gran cantidad de agua de enfriamiento; este calor transferido elevará la temperatura en estas aguas entre 5 y 15° C dependiendo de la capacidad a la que se esté operando.

En la actualidad la eficiencia térmica de una planta nuclear no es muy buena, ya que aproximadamente se descarga a la atmósfera 50% mas calor que en una planta que funcione con combustible convencional (considerando que estas plantas descargan un 10% del calor empleado), pero se espera que un futuro, esta eficiencia se mejore en los nuevos reactores que se están desarrollando.

Básicamente se tienen tres maneras de manejar las descargas de estas aguas: una sería por un sistema de enfriamiento de ciclo cerrado, en el cual las aguas pasan, a sistemas de enfriamiento atmosférico, como serian torres o albercas de enfriamiento, para posteriormente reutilizarlas; otro sería el sistema de enfriamiento de un solo paso, donde el agua se descarga directamente de los condensadores; y finalmente, el ciclo de enfriamiento variable, donde el agua es descargada previo enfriamiento.

Las condiciones de operación variarán de un extremo a otro, según la disponibilidad de aguas que se tenga.

Es muy importante, el considerar estas descargas térmicas para diseñar un correcto sistema de enfriamiento, considerando factores biológicos y ecológicos, ya que sin duda alguna esta elevación de temperatura es el factor que mas puede afectar la vida acuática.

Otro factor importante a regular en estas aguas, es su contenido de compuestos químicos. Este contenido varia de planta a planta, pero normalmente puede consistir en: cloro u otro biocida, que normalmente se agregan para remover la acumulación de materia orgánica en los condensadores; compuestos fosfatados y de zinc, utilizados como inhibidores de corrosión; Acido sulfúrico o Hidróxido de sodio que se agregan para ajustar la alcalinidad y agentes desmineralizadores cuyo empleo también es común.

Las concentraciones en la descarga, de todos estos compuestos deben de cumplir niveles que no impliquen riesgos tóxicos para la vida acuática.

## 5. COMBUSTIBLE GASTADO

Tomando el caso de un combustible enriquecido al 3.3%, al momento de descargarlo este contendrá un 3.3% de productos de fisión. El contenido de U-235 habrá disminuido de 3.3% a 0.84%. Parte del U-235 que ha desaparecido se ha convertido en U-236 y este a su vez en Np-237. La mayoría del U-237 que ha desaparecido

se ha fisionado, esto se sabe a partir de las secciones eficaces relativas para la fisión y la captura.

Es obvio que el 3.3% de los productos de fisión, no provienen íntegramente de las fisiones del U-235, parte deben de proceder de la "fisión en situ" del Pu, de aquí la importancia del Pu como material combustible fisible a recuperar, para su aprovechamiento.

En resumidas cuentas tendremos que el combustible descargado contendrá: 0.81% de Uranio-235, 95.9% de Uranio-238 y alrededor de 3.3% de productos de fisión y nuevos isótopos. Entre estos tenemos: Rb, Sr, Y, Zr, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Am etc...

El periodo de tiempo entre la descarga del combustible del reactor y el reprocesamiento es de importancia, por el nivel de actividad que presentarán los desechos. El isótopo Pu-241 emisor beta, decae con un periodo de vida media de 14.6 años a Am-241, por lo tanto entre mayor sea el tiempo de almacenamiento, la cantidad de Plutonio disminuirá.

Otro elemento contaminante importante al descargar el combustible, es su contenido de calor. El combustible agotado es físicamente caliente como resultado de los procesos de desintegración radiactiva, que continúan teniendo lugar aún ya descargado. Este combustible, requiere ser almacenado durante cierto tiempo (periodo de enfriamiento) hasta que decrezca su intensa radiactividad.

## 6. REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

Un reactor térmico de 1,000 MWe quema unas 35 ton. de combustible al año; el volumen de desechos líquidos de actividad alta, resultante de la reelaboración de este combustible es de 15 m<sup>3</sup> aproximadamente.

Junto a los desechos líquidos de alto nivel, grandes cantidades de desechos líquidos con un nivel intermedio de actividad son generados en cada paso de la operación.

Las características y cantidades de estos desechos son variables según el tipo de reprocesamiento, sin embargo podemos encontrar fuentes de desechos comunes como:

- Agua de las albercas de enfriamiento.
- Soluciones purificadoras de gases.
- Desechos de la disolución del envainado.
- Solventes del lavado alcalino.
- Licores oxálicos de la conversión del Plutonio.
- Soluciones descontaminantes de la planta.

La actividad presente en las aguas de las albercas de enfriamiento, es debida a la presencia del combustible descargado y su envainado. La actividad específica de estas aguas, sin considerar al Tritio presente, es del orden de 10 MBq/m<sup>3</sup>. (ref. 13)

Soluciones de los purificadores de gases: Para prevenir la emisión de Oxidos de nitrógeno (NO<sub>x</sub>) y gases activos a la atmósfera



(principalmente Yodo) durante la disolución del combustible son utilizadas soluciones cáusticas para lavado de los gases. La actividad específica de estas soluciones llega a ser menor a  $1.1 \times 10^{10}$  Bq/m<sup>3</sup>; estas soluciones también pueden contener cantidades importantes de sales inactivas, como NaOH, Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> etc...

Desechos de la disolución del envainado: Esta disolución producirá grandes cantidades de desechos. Estos contendrán núclidos emisores tanto alfa ( $3-7 \times 10^{10}$  Bq/m<sup>3</sup>) como beta/gamma ( $7-11 \times 10^{12}$  Bq/m<sup>3</sup>). Los núclidos más importantes son: Sr-90, Ru-106, Ce-144, Cs-134 y Cs-137.

El método en el cual la envoltura es eliminada mecánicamente, tiene la ventaja de ser relativamente más económico además de generar menor cantidad de aguas residuales. Sin embargo, la envoltura que ha sido cortada y despedazada, junto con los residuos insolubles, son desechos sólidos de alta radiactividad.

Una planta que reprocesa 1,500 ton/año de combustible, origina aproximadamente 860 m<sup>3</sup> (aprox.: 20,000 Ci) de envolturas de desechos.

Solventes alcalinos: Estos desechos se generan durante la limpieza del TBP con fines de reutilización; están compuestos principalmente por NaOH, Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> y los productos radiolíticos de la degradación del TBP. Esta corriente está caracterizada por una alta concentración de sales y actividad por presencia de Rutenio (Ru) y Plutonio principalmente. La actividad aproximada es de  $3.7 \times 10^{12}$  Bq/m<sup>3</sup> en el primer ciclo.

Desechos del segundo y tercer ciclo del Uranio y Plutonio: En la purificación extensiva del Pu y U, utilizando la misma técnica de extracción por solventes se producirán algunos desechos alfa-contaminados. Estos contendrán una actividad aprox. de  $3 \times 10^{10}$  Bq/m<sup>3</sup> y una acidez de 2-3M HNO<sub>3</sub>. Dependiendo del proceso, pueden estar presentes cantidades de Fe y sulfatos.

Licor oxálico: Esta corriente se produce, de la precipitación del Plutonio con oxalato, paso en la conversión del Nitrato de plutonio a Óxido de Pu (PuO<sub>2</sub>). Aunque es pequeña en volumen, puede contener cantidades considerables de Plutonio.

Soluciones descontaminantes de la planta: Estas soluciones varían ampliamente en su actividad y composición química. Sin embargo, estas siempre serán el resultado de la mezcla de HNO<sub>3</sub>, NaOH y una gran cantidad de agentes complejantes. Estos concentrados de desechos son de un nivel intermedio, contienen hasta 400 g/l de NaNO<sub>3</sub> y una actividad de  $2-4 \times 10^{10}$  Bq/l.

Sin embargo, la fuente principal de desechos en cuanto a su actividad, lo constituyen las aguas residuales de la primera extracción; las cuales contendrán aproximadamente el 99.9% del total de los productos de fisión y radionúclidos.

## 7. CLASIFICACION DE LOS DESECHOS RADIOACTIVOS

Como se pudo ver en el capítulo anterior, los desechos producidos llegan a ser muy variados, esto se incrementa si consideramos, las diferentes técnicas y métodos utilizados por los diferentes países en los procesos del ciclo de combustible. De esta variedad, surge la imposibilidad de tener una clasificación estandar a nivel mundial; ya que como es obvio algunos países optarán por una clasificación basada en los requerimientos de salud y seguridad, otros según el tratamiento a seguir, otros por su manejo etc... Otras clasificaciones pueden estar basadas en propiedades químicas, físicas, radiológicas o biológicas o también en el período de vida media de los radionúclidos. Simplemente a nivel internacional, las diferencias entre las regulaciones legales existen, especialmente en lo que concierne a la aplicación del MPC (concentración mínima permisible).

Generalmente la clasificación práctica más utilizada, divide a los desechos en desechos de actividad: alta media y baja; esta división es un tanto cualitativa, ya que no se define un límite preciso para cada categoría. Además se consideran desechos emisores alfa y desechos gaseosos.

Una clasificación más concreta es la propuesta por la OIEA, cuyo principal objetivo es mejorar la comunicación y evitar confusiones en la industria de la energía nuclear. Esta

clasificación parte de dividir a los desechos en: sólidos, líquidos y gaseosos y establece varias categorías para estos:

A) Desechos radiactivos líquidos:

Se dividen en cinco categorías según la concentración de su actividad; la concentración se expresa en Ci/m<sup>3</sup> o mCi/ml (1 Ci = 3.7\*10<sup>10</sup> Bq):

Categoría 1: Comprende aquellos desechos líquidos cuya concentración de radionúclidos es igual o menor a 10<sup>-6</sup> Ci/m<sup>3</sup>. Normalmente estos efluentes no son tratados y son descargados directamente al medio.

Categoría 2: Comprende líquidos cuya actividad va de 10<sup>-6</sup> a 10<sup>-3</sup> Ci/m<sup>3</sup> inclusive. Estos efluentes son tratados por métodos usuales

Categoría 3: Comprende líquidos de actividad entre 10<sup>-3</sup> a 10<sup>-1</sup> Ci/m<sup>3</sup> inclusive. Estos efluentes son tratados por métodos usuales y el aislamiento de partes del equipo empleado muchas veces es necesario.

Categoría 4: Comprende actividades de 10<sup>-1</sup> a 10<sup>-4</sup> Ci/m<sup>3</sup> inclusive, son tratados por métodos usuales y el aislamiento del equipo es necesario.

Categoría 5: Comprende actividades de  $10^{-4}$  Ci/m<sup>3</sup> en adelante, estos efluentes son almacenados previo enfriamiento.

Nota: Los métodos usuales son: evaporación, intercambio iónico, y tratamiento químico principalmente.

#### B) Desechos radiactivos sólidos:

La clasificación de los desechos sólidos, presenta ciertos factores a considerar, además de los considerados en la clasificación de los desechos líquidos; estos factores son: la composición que presenten, que será muy variada y dependerá del proceso de donde provengan; y su manejo y transporte antes y después del tratamiento.

Estos desecho pueden ser combustibles o no y generalmente son no homogéneos.

Por lo anterior, se ha optado por una clasificación tomando en cuenta el tipo de emisiones predominantes en el desecho.

La clasificación no puede hacerse con base en la actividad por unidad de volumen o peso, por lo que se utiliza la dosis de radiación. Esto presenta ciertos inconvenientes, tales como la medición de esta en la superficie del desecho o en la superficie del contenedor, medición esta última que sería irreal. Esta medición es impracticable para desechos con emisiones alfa, los cuales constituirán una categoría aparte.

Es importante comentar, que para desperdicios con altas emisiones alfa, es crucial considerar el problema de criticidad.

Categoría 1: Comprende desperdicios sólidos radiactivos con emisiones beta, gamma y cantidades insignificantes de emisiones alfa, cuya dosis de radiación en la superficie no sea mayor de 0.2 R/h. Estos sólidos pueden ser manejados sin ninguna precaución especial

Categoría 2: Comprende desperdicios con emisiones beta y gamma e insignificantes emisiones alfa, cuya dosis radiactiva sea mayor que 0.2 R/h y menor o igual a 2 R/h. Esta categoría puede ser transportada en contenedores simples, con un pequeño aislamiento de plomo o concreto.

Categoría 3: Comprende desperdicios con emisiones beta y gamma e insignificantes emisiones alfa, cuya dosis de radiación en la superficie sea mayor a 2 R/h. Estos desperdicios solo pueden ser transportados tomando precauciones especiales.

Categoría 4: Comprende desechos radiactivos con emisiones alfa e insignificantes emisiones beta y gamma, y que no son susceptibles de criticidad.

Nota: Roentgen (R) es la unidad de exposición.  $1R = 2.58 \times 10^{-4}$  Coulombs/Kg aire.

### C) Desechos radiactivos gaseosos:

En lo que se refiere a desechos gaseosos, la experiencia que se tiene, es menor comparada con los desechos líquidos y sólidos. Sin embargo existe una gran variedad en los niveles de actividad y en la composición de los efluentes gaseosos, como para justificar una clasificación.

Para efectos de esta clasificación y hablando desde el punto de vista del riesgo, se debería considerar la actividad total descargada; sin embargo esta actividad se ve alterada por factores tales como: localización, altura de las chimeneas y velocidad y dirección del viento; por lo que una medida de la actividad total descargada, carecería de significado. Por lo anterior el único parámetro de clasificación es la concentración de actividad.

La utilidad de esta clasificación es relativa y en realidad no tiene ninguna importancia práctica, de hecho muchos países no la consideran.

La clasificación se llevó a cabo en tres categorías, y las unidades son Ci/m<sup>3</sup>:

Categoría 1: Comprende efluentes gaseosos cuya concentración de radionúclidos es menor que  $10^{-10}$  Ci/m<sup>3</sup>. Estos efluentes normalmente no son tratados y son descargados directamente al medio.

Categoría 2: Comprende concentraciones de radionúclidos mayores a  $10^{-10}$  e iguales o menores a  $10^{-6}$  Ci/m<sup>3</sup>. La radiactividad está asociada principalmente con partículas, por lo que estos efluentes son tratados por simple filtración.

Categoría 3: Comprende efluentes con concentraciones mayores a  $10^{-6}$  Ci/m<sup>3</sup>. Estos desechos son tratados por filtración en conexión con otros métodos.

#### 8. ESTIMADO DE LA CANTIDAD DE DESECHOS GENERADOS POR LOS PROGRAMAS NUCLEARES EN CADA PAIS

La siguiente tabla muestra un estimado de los desechos que generarán al año 2000 las plantas actuales, así como las que entrarán en funcionamiento en el presente año (1990) en los países miembros de la OIEA. Para cada estimación se asume que las proyecciones a futuro de generación de energía eléctrica reportadas son válidas y que cada planta operará estos 10 años. De la generación proyectada, se obtienen los GW(e)-año, punto de partida para calcular la cantidad de combustible gastado y los desechos que se generarán.

Los valores presentados se obtienen de multiplicar los GW(e)-año por diferentes factores dependiendo del reactor y del tipo de desecho.



TABLA 5. ESTIMADO DE LOS DESECHOS RADIACTIVOS A PRODUCIRSE PARA EL AÑO 2000 POR CADA PAIS. (ref. 2)

País	Reactor			Reprocesamiento		
	GW(e)a	CG	DNI/DNB	DNI/DNB	DNA	DAA
	(10 años)	(t U)	(m <sup>3</sup> )	(m <sup>3</sup> )	(m <sup>3</sup> )	(m <sup>3</sup> )
Argentina	7	1,476	4,114	30	561	3,740
Bélgica	39	1,348	21,175	154	2,886	19,250
Brazil	4	153	2,410	18	329	2,191
Bulgaria	18	633	9,952	72	1,357	9,048
Canadá	95	18,995	52,237	380	7,123	47,488
Checoslovaquia	23	800	12,566	91	1,714	11,424
China	2	74	1,155	8	158	1,050
Finlandia	17	576	9,048	66	1,234	8,225
Francia	379	13,261	208,387	1,516	28,416	189,443
Alemania Dem.	15	517	8,124	59	1,108	7,385
Alemania Occ.	158	5,538	87,029	633	11,868	79,118
Hungría	12	405	6,372	46	869	5,793
India	11	1,792	5,881	43	802	5,346
Italia	8	275	4,312	31	589	3,920
Japón	213	7,858	116,931	850	15,945	106,301
Corea	56	11,552	31,768	231	4,332	28,880
México	5	160	2,518	18	343	2,289
Holanda	4	124	1,952	14	266	1,775
Pakistán	1	200	550	4	75	500
Sudáfrica	13	451	7,084	52	966	6,440
España	53	2,698	29,424	214	4,012	26,749
Suecia	68	2,392	37,591	273	5,126	34,174
Suiza	21	719	11,304	82	1,541	10,276

País	GW(e)a (10 años)	Reactor			Reprocesamiento	
		CG (t U)	DNI/DNB (m <sup>3</sup> )	DNI/DNB (m <sup>3</sup> )	DNA (m <sup>3</sup> )	DAA (m <sup>3</sup> )
Taiwán	34	1,197	18,800	137	2,564	17,094
Reino Unido	108	13,135	59,321	451	8,089	53,928
EUA	688	24,068	378,212	2,751	51,574	343,830
URSS	232	10,759	127,476	927	17,363	115,890
Yugoslavia	4	152	2,387	17	326	2,170
<b>TOTALES</b>	<b>2,290</b>	<b>121,528</b>	<b>1,258,025</b>	<b>9,148</b>	<b>171,558</b>	<b>1,143,717</b>

CG: Combustible Gastado

DNB: Desechos con nivel de actividad baja

DNI: Desechos con nivel de actividad intermedia

DNA: Desechos con nivel de actividad alta

DAA: Desechos con actividad alfa

Nota: Los desechos son generados en la operación del reactor y en los tratamientos de reprocesamiento de combustible..

FIG.3 CLASIFICACION DE DESECHOS RADIACTIVOS (ref. 1)

L I Q U I D O S	CATEGORIA	NIVEL	ACTIVIDAD <sup>3</sup> (Ci/M <sup>3</sup> )	OBSERVACIONES	
	1	BAJO	$A \leq 10^{-6}$	NORMALMENTE NO REQUIEREN TRATAMIENTO	
	2	BAJO	$10^{-6} < A \leq 10^{-3}$	EL EQUIPO NO REQUIERE AISLAMIENTO	TRATADOS POR METODOS USUALES  (evaporacion, intercambio ionico y tratamiento quimico)
	3	BAJO	$10^{-3} < A \leq 10^{-1}$	POSIBLE AISLAMIENTO DE EQUIPO	
	4	INTERMEDIO	$10^{-1} < A \leq 10^4$	AISLAMIENTO NECESARIO	
5	ALTO		$A > 10^4$	PERIODO DE ENFRIAMIENTO NECESARIO	
S O L I D O S	CATEGORIA	CLASIFICACION COMUN	DOSIS DE RADIACION EN LA SUPERFICIE DEL DESECHO (R/h)	OBSERVACIONES	
	1	DESECHOS SOLIDOS	$D \leq 0.2$	EMISIONES BETA Y GAMA  (EMISIONES ALFA INSIGNIFICANTES)	
	2		$0.2 < D \leq 2.0$		
	3		$2.0 < D$		
4	DESECHOS EMISORES ALFA	ACTIVIDAD ALFA (Ci/M <sup>3</sup> )	EMISIONES ALFA PREDOMINANTES (MATERIAL NO SUJETO A CRITICIDAD)		
G A S E O S	CATEGORIA	CLASIFICACION COMUN	ACTIVIDAD <sup>3</sup> (Ci/M <sup>3</sup> )	OBSERVACIONES	
	1	DESECHOS GASEOSOS	$A \leq 10^{-10}$	EFLUENTES NORMALMENTE NO TRATADOS	
	2		$10^{-10} < A \leq 10^{-6}$	EFLUENTES QUE REQUIEREN FILTRACION	
3	$10^{-6} < A$		EFLUENTES TRATADOS POR FILTRACION Y OTROS METODOS		

#### IV MANEJO DE DESECHOS RADIATIVOS

Cerrando las actividades del ciclo de combustible, tenemos la etapa referente al manejo de combustible, que generalizando, se refiere al manejo en sí, de todo aquel desecho radiactivo, sea combustible o no. Este concepto de manejo, engloba las actividades de: tratamiento, transporte, acondicionamiento, almacenaje y depósito de aquellos desechos radiactivos generados en cualquier actividad, dentro del ciclo de combustible nuclear. Cabe aclarar la diferencia entre almacenaje y depósito: el almacenaje es un período en el cual, los desechos tratados, son guardados por un período de tiempo; los desechos son accesibles para operaciones de inspección, recuperación, reempacado etc... además, existe la intención de llevar a cabo estas operaciones. Por depósito se entiende, que no existe la intención de recuperar los desechos, aunque técnicamente sea factible; solo se llevarán a cabo inspecciones de rutina del sitio, por un período de tiempo. Es decir que esta es una operación definitiva

##### 1. DESECHOS LIQUIDOS:

###### A) Generalidades sobre el tratamiento:

La correcta operación de los sistemas de tratamiento de desechos líquidos, tiene que considerar: el volumen de estos, los radionúclidos presentes, el nivel de actividad, la concentración de partículas, la composición química, la toxicidad y la presencia de

sustancias corrosivas. Esta correcta operación fruto de una correcta planeación, nos llevará a un adecuado control y manejo de los desechos.

Estos sistemas de tratamiento, deben estar apoyados por un constante monitoreo de las corrientes de desechos que entran al sistema.

Un sistema típico de tratamiento, consiste de los siguientes equipos:

- tanques colectores con muestreo,
- filtros o centrifugas,
- desmineralizadores, ya sean intercambiadores iónicos o sistemas de ósmosis inversa.
- evaporadores o cristalizadores,
- tanques de monitoreo con muestreo,
- instalaciones para reciclado en el interior de la planta o descarga.

Para asegurar efectividad en el tratamiento de desechos líquidos, se deben seguir los siguientes principios:

- Cuando exista más de una alternativa disponible en el tratamiento, la elección debe hacerse considerando todos los factores, tales como: la exposición del personal, la del público en general y la generación de los desechos secundarios.

-Los desechos de actividad alta, no deben mezclarse con los de actividad baja, ya que su volumen es menor pero estos requieren de un tratamiento intensivo.

-Desechos con alto contenido de sólidos en solución, no deben ser mezclados con desechos de bajo contenido, ya que se puede complicar el proceso.

-Cuando exista un radionúclido específico que sea dominante, el desecho debe ser tratado por una vía específica, siempre y cuando esta exista.

-Cuando una corriente vaya a ser reciclada después del tratamiento, debe prestarse atención para evitar una contaminación cruzada que vaya a implicar un tratamiento secundario.

-Se debe tener en cuenta la posible incompatibilidad de los desechos, con los componentes del tratamiento y mantener el proceso químico bajo estricto control.

-Al tratar desechos no estandar, los sistemas deben ser limpiados antes de regresar a las condiciones normales.

-Debe mantenerse un estricto monitoreo de todos aquellos parámetros relevantes, para el exitoso control del pro-

reso, así como de los requerimientos de protección radiológica.

Dentro de las operaciones empleadas en el tratamiento de desechos líquidos, la operación de filtrado, juega un papel importante. La elección de los tipos de filtros a utilizar, depende particularmente de las condiciones físicas y químicas. Así tenemos las siguientes consideraciones: si se utilizan cartuchos no regenerables, se tendrá que considerar su cambio a control remoto, así como el desecho radiactivo en que se convierte este cartucho. Pueden emplearse filtros, en combinación con resinas de intercambio, presentando la ventaja de filtrar y además remover iones disueltos; estos sistemas generalmente pueden ser lavados a control remoto. Existen otros sistemas como los filtros de arena que pueden ser lavados automáticamente ya sea con agua o aire a presión.

#### B) Desechos líquidos de actividad alta:

El tratamiento, acondicionamiento y depósito de estos desechos son las actividades que dentro del ciclo, llegan a tener mayor importancia, ya que estos desechos son el material más radiactivo que se presenta.

El manejo de desechos de alto nivel, usualmente se lleva a cabo siguiendo una serie de pasos progresivos; el periodo de tiempo de un paso a otro varía según las condiciones.

Los pasos a seguir son:

- tratamiento,
  - vaciado del concentrado en tanques,
  - inmovilización y empaquetado para almacenaje,
  - almacenado en instalaciones, como por ejemplo: depósitos refrigerados por agua, bóvedas enfriadas por aire, o toneles;
  - Reacondicionamiento durante y después del almacenado.
- Este es necesario para continuar con el depósito definitivo y
- Depósito definitivo.

#### a) Tratamiento y Vaciado:

Una vez recuperado el Uranio y Plutonio de los productos de fisión y los elementos transuránicos, esta solución es concentrada y almacenada temporalmente en tanques de acero especiales, cuyo diseño permite remover el calor generado.

Los procesos empleados en la recuperación del U y Pu son en realidad los mismos que se utilizan en la etapa de refinación y conversión, estos son : volatilización del Hexafluoruro de uranio y extracción del Nitrato de uranio. Este último método es el más utilizado. (referirse Cap.1)



#### b) Inmovilización:

La conversión de desechos líquidos a sólidos, reduce la movilidad y simplifica la vigilancia requerida durante el periodo de almacenaje, el cual es de vital importancia por la reducción de la radiactividad y más aún por la significativa reducción en la generación de calor.

El objetivo del proceso de inmovilización, es el de convertir la solución inicial en una mezcla de óxidos, que posteriormente pasarán por la adición de materiales vitrificantes y reacción a altas temperaturas para formar materiales vitreos o cerámicos.

El proceso consta de las siguientes etapas: evaporación, deshidratación, calcinación, adición de vitrificantes y preparación de los vidrios.

Se han desarrollado muchos métodos, de los cuales se obtendrán diferentes clases de vidrios que presenten una composición y propiedades típicas. Estos son:

-Calcinados: Son productos amorfos resultantes de la deshidratación y desnitratción de las soluciones ( $\text{CaF}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{ZrO}_2$ ). No es apreciable la adición de sustancias que alteren la composición. No son apropiados para largos periodos de almacenamiento.

-Vidrios: son de dos tipos principalmente: los borosilicatos ( $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) y los fosfatados ( $\text{P}_2\text{O}_5$ ,  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ).

-Vidrios-cerámicos:  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$

-Matrices vidrio-metal: mezcla de vidrio y aleaciones de plomo.

-Matrices cerámico-metal: mezcla de vidrios fosfatados y aleaciones de plomo.

Existen otro tipo de inmobilizaciones tales como: supercalcinados, partículas recubiertas e inmobilizaciones en concreto. Estas se diferencian por pequeñas variaciones en los procesos

El proceso de vitrificación es ampliamente utilizado a escala industrial. El producto reviste la forma de cilindros de vidrio recubiertos de acero inoxidable, que normalmente miden 30 cm de diámetro por 1.5 o 3 m de longitud.

Posteriormente el contenedor es sellado, inspeccionado, descontaminado y monitoreado, antes de ser enviado a las instalaciones de almacenaje.

En 1987 la planta, el Atelier de Vitrificación de Marcoule (AVM) produjo 204 t de vidrio con un contenido de  $3.25 \times 10^{10}$  Bq ( $89 \times 10^6$  Ci).

c) Almacenado:

Una vez inmovilizados y empaquetados, estos desechos deben ser almacenados en instalaciones especiales. Estas instalaciones deben ser diseñadas, considerando las características de los desechos y la capacidad considerada por la planeación del programa de reprocesamiento.

En muchos aspectos, estas instalaciones son muy parecidas a aquellas para el almacenamiento del combustible gastado, sin embargo existen diferencias en aspectos tales como: la generación de calor y condiciones de criticidad.

Los diferentes tipos de almacenamiento, dependen del tipo de enfriamiento que se utilice; así tendremos instalaciones enfriadas por agua, por aire por convección natural o forzada.

Estanques enfriados por agua: Esta proposición utiliza estanques de concreto cubiertos de acero inoxidable, con capacidad para 500 contenedores (0.5m x 5m). El calor es removido continuamente por agua en circulación, que lo transfiere a un segundo circuito de enfriamiento que lo liberará a la atmósfera por torres de enfriamiento convencionales. Cada bóveda contiene una bomba y un sistema de intercambio de calor, que asegura una

temperatura del agua por debajo de los 50°C y una temperatura por debajo de los 250°C en la superficie de los contenedores. Estos contenedores están forrados por una cubierta de 13 mm de espesor de acero inoxidable, cuya temperatura en la superficie será alrededor de 60°C. La pureza del agua, es mantenida por debajo de los 10 mg/l de Cloro por filtración continua y desmineralización. La dosis de radiación en la superficie de la bóveda, es estimada en menos de 1 mrem/h.

Este concepto ha sido desarrollado en EUA. Bélgica lo ha desarrollado también pero con ligeras modificaciones.

Bóvedas enfriadas por aire: Muchos proyectos para el almacenamiento industrial de desechos de alto nivel, se basan en el enfriamiento por aire.

Este sistema coloca a los contenedores debidamente forrados, suspendidos verticalmente en bóvedas de concreto, rodeadas por láminas de acero inoxidable. Cada bóveda contiene 500 contenedores. El aire de enfriamiento entra, después de ser filtrado por una acceso lateral, llena la cavidad desde abajo, ascendiendo por convección natural y pasando entre los contenedores y las láminas de acero, el aire caliente es colectado y descargado a la atmósfera por la parte superior. La temperatura en la superficie del forro de los contenedores es de 205°C y en la superficie del contenedor es de 325°C. Toda la instalación cuenta con siete bóvedas para un total de 3500 contenedores.

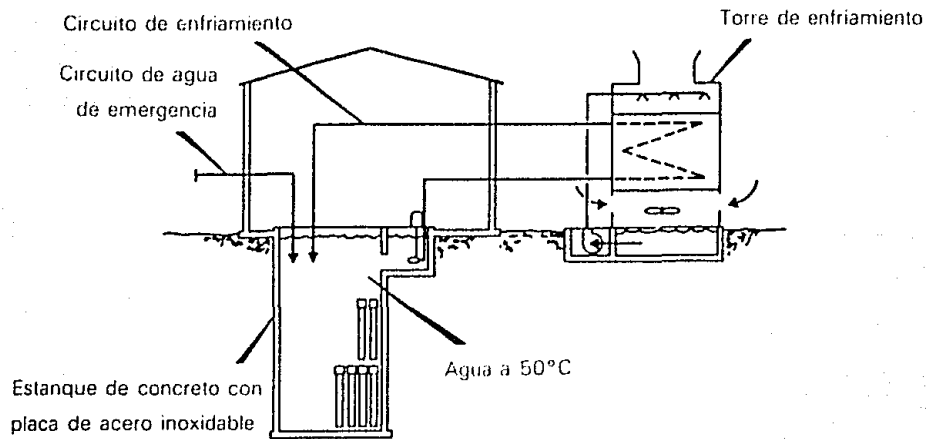


FIG. 4. ALMACENAJE EN ESTANQUE ENFRIADO POR AGUA. (ref. 12)

Otro tipo de instalación propuesta, se encuentra en su mayoría bajo tierra, con una cubierta de roca de 30 m de espesor, esta cubierta es una buena protección contra fuerzas externas. Los contenedores de acero inoxidable, son colocados en una trinchera de concreto y cubiertas con una losa del mismo material. La instalación cuenta con 4 trincheras, cada trinchera contiene 1500 contenedores para un total de 6000 contenedores. El sistema de ventilación, cuenta con una amplia capacidad de reserva, suficiente para proveer el enfriamiento necesario por convección natural si todos los ventiladores llegaran a fallar.

Toneles de almacenamiento sellados: Este método contempla la envoltura de uno o varios contenedores en toneles sellados, los cuales son colocados en la superficie al aire libre.

Un contenedor de 50 mm de espesor es colocado en un tonel de 950 mm de espesor de concreto y con aislamiento a emisiones de neutrones y rayos gamma. Estos toneles son almacenados al aire libre y bajo un arreglo determinado, colocados verticalmente sobre una plataforma de concreto. El calor es disipado por las corrientes naturales de aire, que pasan a través de un conducto de 150 mm de espesor, entre el tonel y el contenedor. Para una circulación de 0.9 m/s de aire, las temperaturas serán: de 68°C en el concreto, 120°C en el forro del contenedor y 245°C en el contenedor.

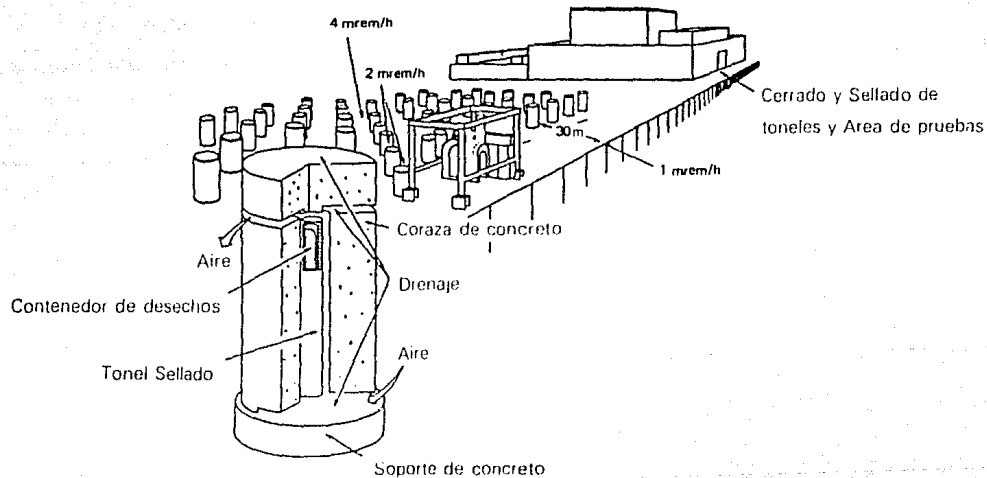


FIG. 5. ALMACENAJE EN TONELES SELLADOS. (ref. 12)

d) Depósito definitivo:

d.1.-Depósitos subterráneos:

-Consideraciones geológicas generales:

La cuidadosa selección de un sitio, basado en los siguientes principios, minimizará los riesgos de una futura desavenencia, ya sea por algún evento natural o por actividades humanas.

-La mínima profundidad del depósito, debe asegurar el suficiente grado de aislamiento de los desechos de fenómenos geológicos y de otros, tales como erosión, circulación de aguas subterráneas, y hasta de actividad glacial o impactos de meteoritos.

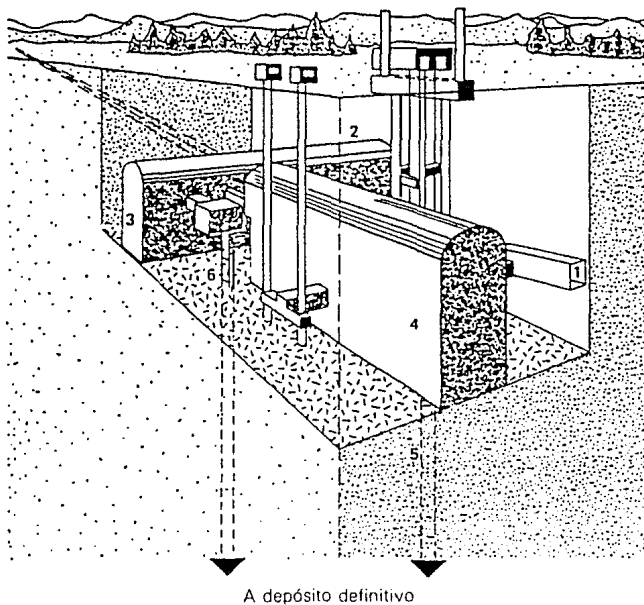
-La máxima profundidad de un depósito, debe establecerse con base en una serie de factores, incluyendo las relaciones entre la presión litostática y la fuerza total de la roca huésped, el grosor, la porosidad, la plasticidad, etc...

-La fuerza y conductividad térmica de la roca huésped, debe ser lo suficientemente alta, para mantener la integridad del depósito y disipar el calor generado de la actividad radiactiva.

-El depósito debe ser localizado, en un lugar de estabilidad tectónica y baja actividad sísmica. No deben existir fallas significativas cercanas al lugar.



FIG. 6. INSTALACIONES SUBTERRANEAS DE ALMACENAJE Y DEPOSITO DEFINITIVO. (ref. 12)



- |                           |                                          |
|---------------------------|------------------------------------------|
| 1 Túnel de acceso         | 4 Almacenaje intermedio                  |
| 2 Estación de recepción   | 5 Tiro principal                         |
| 3 Estación de encapsulado | 6 Tiro para la elevación de contenedores |

-La presencia de depósitos de minerales, petróleo, gas y otros recursos debe ser cuidadosamente analizada.

-La circulación regional de aguas subterráneas, debe ser baja en el sitio de localización y este, debe estar a suficiente distancia de los puntos en los cuales, los sistemas subterráneos se incorporan a la biósfera.

-El concepto de multibarreras:

La elección de contener los desechos en depósitos subterráneos, ofrece barreras naturales, que junto con las barreras construidas, forman un sistema de multibarreras, el cual reduce la posibilidad de migración de los radionúclidos a la biósfera.

-Barreras típicas:

-Desechos en una forma física y química estable:

-Encapsulamiento en material con alta resistencia a la corrosión y larga vida de servicio.

-Uso de un material amortiguador, con baja permeabilidad y alta capacidad de adsorción, alrededor del desecho y posiblemente como relleno de cuartos, túneles y entradas.

-Rocas impenetrables, o con baja permeabilidad y poca o ninguna circulación de aguas.

-Largos períodos de transporte de las aguas subterráneas, para llegar al depósito más próximo.

-Retardar la migración de núclidos en las fracturas de las rocas, por intercambio iónico u otros procesos, algunos de naturaleza irreversible.

-Adsorción de núclidos en estratos superiores.

#### -Distribución y Operación:

Un depósito subterráneo, es virtualmente igual a una mina y consiste en: corredores de acceso y cuartos de depósito excavados a profundidad, respetando el tipo de formación. En la superficie se encuentran varias instalaciones, las que deben realizar múltiples operaciones de soporte como: excavación y preparación de nuevos cuartos; recepción de desechos y su acomodo, el cual puede ser a control remoto o directo y finalmente rellenado de cuartos.

Los desechos llegan al depósito apropiadamente empacados en los contenedores, transportados por trailers o vagones. Estos son descargados y preparados para ser descendidos. Una vez colocados en las cámaras de depósito hasta la capacidad diseñada, estas pueden permanecer abiertas el tiempo que se considere necesario para su vigilancia. Después de este periodo de vigilancia, los espacios vacíos son rellenados con sobrantes de la excavación u otros materiales.

Consideraciones económicas determinarán, si se construyen repositorios para las diferentes clases de desechos, o si se utiliza la misma instalación para todos los diferentes tipos.

#### -Depósitos Salinos:

Este tipo de formaciones geológicas, presentan características específicas que los hacen apropiados para funcionar como depósitos. Entre estas tenemos: son relativamente abundantes, de fácil excavación, poseen una relativa alta conductividad térmica, impermeabilidad, y contenido casi nulo de agua. Entre sus desventajas se encuentran: su común proximidad con campos petroleros y su alto poder corrosivo en presencia de agua.

#### -Depósitos en formaciones cristalinas:

Este tipo de repositorios, se refiere comúnmente a formaciones de granito o gneis. En su origen, este tipo de rocas cristalizaron a una considerable profundidad de la corteza terrestre, en condiciones de temperatura y presión elevadas. Estas formaciones presentan gran resistencia mecánica y una gran estabilidad estructural y química. Se tiene una gran experiencia en la utilización de estos tipos de repositorios, ya que éstos han sido utilizados para almacenar petróleo y otros productos.

Para el establecimiento de un depósito de este tipo, es de capital importancia, conocer perfectamente sus características hidrológicas y geoquímicas, factores determinantes en una posible dispersión de los radionúclidos.

#### -Depósitos en arcilla:

Este tipo de formaciones, comprenden un amplio campo de depósitos sedimentarios, con una gran variedad en cuanto a sus

propiedades. Estas contienen una gran cantidad de minerales arcillosos, la mayoría de los cuales, presentan buenas características de adsorción, además presentan buena plasticidad. lo cual le da la cualidad de autosellado. Prácticamente, las arcillas no presentan circulación de agua, debido a su baja permeabilidad. Las características anteriores, aseguran un eficiente depósito a largo plazo. Sin embargo se presentan ciertas limitantes térmicas y geomecánicas.

#### d.2.-Depósitos marinos:

El depósito definitivo de desechos en el mar, es una práctica que se ha venido llevando a cabo en los últimos años. Países como: Bélgica, Reino Unido y Suiza, han evacuado este tipo de desechos, de conformidad con las disposiciones del Convenio de Londres sobre la Prevención de la Contaminación del Mar. Estas evacuaciones han sido de desechos sólidos, embalados en zonas en que la profundidad del agua es de por lo menos 4,000 m, lejos de las rutas de navegación y zonas de pesca.

Actualmente la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE y el Laboratorio Internacional de Radiactividad Marina de la OIEA con sede en Mónaco, están realizando una serie de investigaciones y acopio de información, para reevaluar, mediante modelos oceanográficos perfeccionados, los riesgos que entraña este tipo de evacuación. Como adelanto de estos estudios, se tiene que se han encontrado diversos procesos que retardan la transferencia de radionúclidos al hombre.

C) Desechos líquidos de actividad intermedia y baja:

a) Tratamiento:

Como primera etapa en el proceso de tratamiento, tenemos la separación y segregación de las diferentes corrientes de desechos. Cada corriente debe ser examinada según su origen, para procurar: las posibles reducciones de volumen y concentración, pretratamientos y la posible combinación con otras corrientes. Aunque pudiera ser deseable el operar con solo un tipo de tratamiento, resulta más económico el separar las corrientes y operar diferentes procesos de tratamientos. Por ejemplo: no será lo mismo el tratar una corriente con alto contenido de sales, que otra que presente actividad alfa; la primera será conveniente tratarla por evaporación, más que por intercambio iónico, y la segunda requerirá un almacenaje y depósito especial.

Esta etapa de separación de corrientes, generalmente sigue el siguiente esquema:

-Efluentes del desagüe: aguas de baños y de lavados en general procedentes de áreas no radiactivas.

-Efluentes con trazas de desechos: provienen del desaque de laboratorios y de sistemas de enfriamiento secundarios. Generalmente no son activas, pero contienen materia en suspensión, grasa y aceites. El concentrado de estas aguas es tratado como material radiactivo de categoría 1.

-Efluentes con actividad baja: Proviene de operaciones propias de laboratorios y áreas de trabajo radiactivo, líquidos de limpieza

o descontaminantes de desechos sólidos de actividad alta. Según el nivel de radiactividad pueden pasar a ser desechos de nivel intermedio.

-Efluentes con actividad intermedia: Su origen es más específico y cada uno tiene su propio tratamiento.

-Líquidos orgánicos: Generalmente son generados en pequeñas cantidades, estos pueden ser colectados por separado si interfieren los procesos. Finalmente acaban siendo incinerados.

#### a.1.-Separación de sólidos:

Una operación de suma importancia previa a los tratamientos, es la separación de sólidos. Existen varios tipos de equipos de separación, siendo los más comunes: los filtros, centrifugas e hidrociclones. (ref. 13)

-Filtros: Normalmente con una operación de filtrado, podemos llegar a obtener factores de descontaminación entre 1 y 100, según las características del equipo y de la corriente. En la industria nuclear, los principales tipos de filtros son: filtros de arena, filtros pre-recubiertos del tipo de filtros lavables por flujo inverso, filtros de poros metálicos, cerámicos, magnéticos y filtros de cartucho principalmente. Existen otros tipos, especialmente diseñados para cierta operación.

-Centrifugas: Las centrifugas, principalmente son empleadas para clarificar el agua de desecho para su reutilización, o para

descargar y reducir el volumen de lodos. Esta operación generalmente es muy utilizada para el manejo de efluentes secundarios, como los producidos en el lavado de filtros. Los tipos de centrifugas utilizadas, son las centrifugas de bulto y las de alta velocidad.

-Hidrociclones: La operación de hidrociclones es más bien utilizada como: un tratamiento previo a la filtración y para disminuir los sólidos que por su tamaño, podrían disminuir la eficiencia del filtro. Estos equipos son relativamente baratos, simples de operar y sin partes móviles, lo que hace que su mantenimiento sea mínimo. Este tipo de separación no es adecuada para partículas menores a 5 micras o cuando el efluente es de alta viscosidad.

Los procesos utilizados para el tratamiento de este tipo de desechos, pueden clasificarse en tres categorías: (tabla 4)

#### a.2.-Intercambio iónico:

Este es un proceso muy utilizado, sobre todo para: desmineralizar aguas, remover contaminantes radiactivos y productos corrosivos, remover cantidades determinadas de oxígeno de los refrigerantes, o controlar la concentración de aditivos, tales como inhibidores de corrosión, y venenos neutrónicos. (Fig.7)

#### a.3.-Precipitación química:

Por precipitación química se entiende, todos aquellos procesos de coagulación-floculación y sedimentación, llevados a cabo por



agentes químicos específicos. Esencialmente una planta de tratamiento químico consta de tres secciones principales: tanques colectores, instalaciones del proceso en sí y tanques para tratamiento de efluentes. (Fig.8)

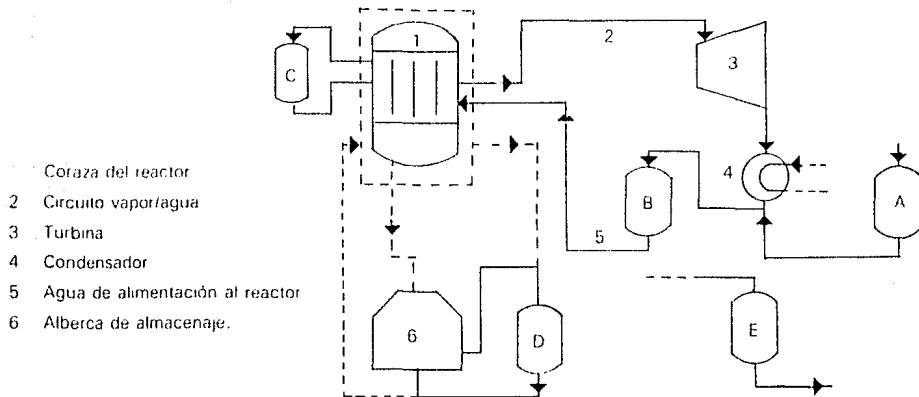
Un detalle importante a mencionar, son los materiales de construcción de los tanques y equipos, los cuales deben ser seleccionados cuidadosamente, ya que estos recibirán toda clase de líquidos con las más extremas condiciones. Otro punto importante es el material de suelo y paredes, este además de ser resistente a la corrosión, no debe ser poroso, para evitar la retención de radiactividad. Los materiales comúnmente más utilizados son: acero inoxidable, hule entretejido con acero, y concreto reforzado con cerámica.

#### a.4.-Evaporación:

Este es el proceso más adecuado para tratar líquidos con altas concentraciones de sólidos y que requieren de un alto grado de descontaminación. El tipo de evaporador a utilizar, dependerá de factores tales como: propiedades fisicoquímicas del efluente (concentración de sales, pH, densidad, viscosidad etc...), flujo a alimentar, reducción de volumen necesaria, factor de descontaminación requerido y mantenimiento.

Los principales tipos de evaporadores utilizados son: el tipo Kettle, el de circulación natural y el de circulación forzada. Cada uno presentara ventajas y desventajas, pero todos deben satisfacer las condiciones de aislamiento contra la radiactividad presente.

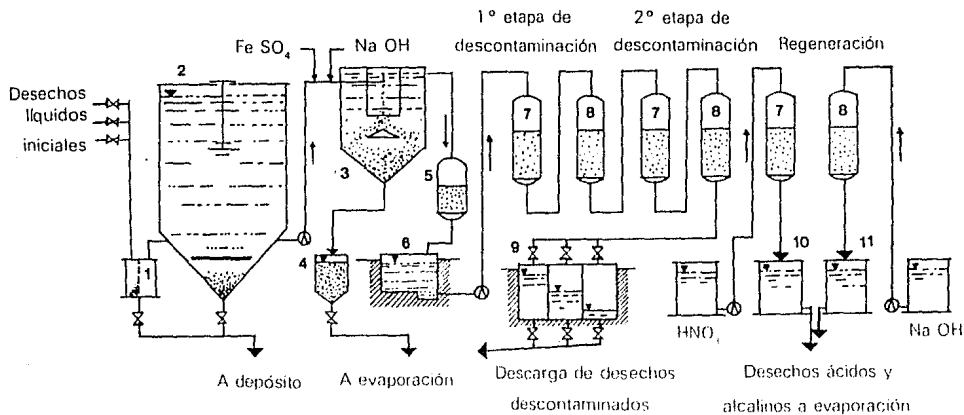
FIG. 7. SISTEMA DE INTERCAMBIO IONICO EN UN REACTOR BWR. (ref. 13)



### Sistema de Intercambio iónico

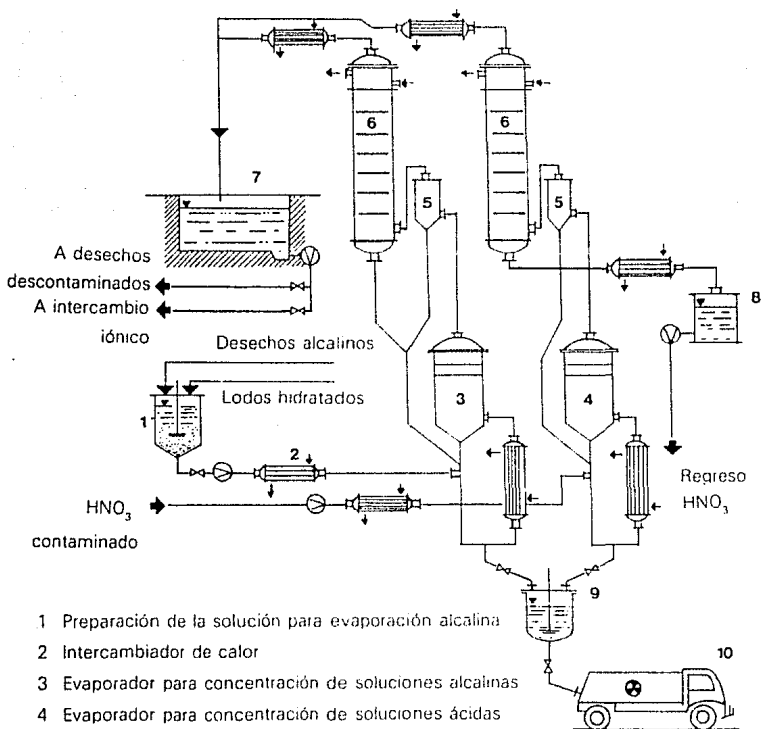
Circuito	Función
A Agua de compensación	Desmineralización y remoción de coloides
B Condensado	Desmineralización y Filtración
C Limpieza del agua de enfriamiento del reactor	Desmineralización y descontaminación
D Alberca de almacenaje	Descontaminación y desmineralización
E Desechos líquidos radiactivos	Descontaminación

FIG. 8. SECCION DE DESCONTAMINACION QUIMICA DE UNA PLANTA EN MOSCU. (ref. 13)



- |                                                |                                                                  |
|------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------|
| 1 Filtro                                       | 7 Filtro de intercambio catiónico                                |
| 2 Recipiente homogeneizador                    | 8 Filtro de intercambio aniónico                                 |
| 3 Tanque sedimentador                          | 9 Recipiente controlador de desechos descontaminados             |
| 4 Colector de lodos                            | 10 Solución ácida de la regeneración por intercambio catiónico   |
| 5 Filtro clarificador (de arena)               | 11 Solución alcalina de la regeneración por intercambio aniónico |
| 6 Recipiente de desechos líquidos clarificados |                                                                  |

FIG. 9. SECCION DE CONCENTRACION DE UNA PLANTA EN MOSCU. (ref. 13)



- 1 Preparación de la solución para evaporación alcalina
- 2 Intercambiador de calor
- 3 Evaporador para concentración de soluciones alcalinas
- 4 Evaporador para concentración de soluciones ácidas
- 5 Ciclón
- 6 Columna de rectificación
- 7 Colector de condensados ácidos y alcalinos
- 8 Colector del destilado de ácido nítrico
- 9 Reactor cristalizador
- 10 Camión especial para el transporte de desechos

TABLA 6. CARACTERISTICAS DE LOS PRINCIPALES TRATAMIENTOS DE LIQUIDOS RADIACTIVOS DE NIVEL INTERMEDIO Y BAJO (ref. 13)

TRATAMIENTO	PRECIPITACION QUIMICA	INTERCAMBIO IONICO	EVAPORACION
Características de los desechos radiactivos	-insensible a altas concentraciones de sales. -Posibles efectos negativos por la presencia de aceites, detergentes y agentes complejantes	Apropiado para: -Bajo contenido de sólidos en suspensión. -Bajo contenido de sales. -Ausencia de especies activamente no iónicas	-Se requiere un bajo contenido de detergentes, para evitar problemas de espuma.
Factor de descontaminación (DF)	$<10^{-100}$ (beta, gama), $<10^{-10}$ (alfa) <sup>3</sup> excepcionalmente $10^{-10}$ alfa	$<10^{-4}$ a $10^{-2}$ <sup>4</sup> promedio $10^{-3}$ a $10^{-2}$ <sup>3</sup>	$10^{-4}$ a $10^{-5}$ <sup>4</sup>
Factor de reducción de volumen (VRF)	$10^{-100}$ (lodos húmedos) <sup>4</sup> $200-10^4$ (sólidos secos)	$500$ a $10^4$ <sup>4</sup>	Depende del contenido de sales en solución
Combinaciones convencionales	Con evaporación y ultrafiltración.	Con evaporación	El condensado puede ser tratado por int. iónico
Desventajas	Volumen de sólidos puede ser importante. Requiere sistema de secado de lodos.	Límite de estabilidad por radiación y a la resistencia al calor	Sensible a incrustaciones, formación de espuma, precipitación de sales y corrosión.
Tipos de aplicación	Concentración de especies activas.	Desmineralización de efluentes con contenido de sales ( $1g/l$ ). Separación de especies activas.	Concentrado de la solución (especies activas y no activas).
Rango de aplicación	En desechos líquidos de plantas nucleares. Reproceso de desechos de actividad int. y baja.	Mantenimiento de la calidad de aguas de albercas y acondicionamiento de agua para los circuitos del reactor. Tratamientos varios en operaciones de reproceso y post-tratamiento de otras operaciones.	Limpieza del refrigerante primario. Varios usos en operaciones de reproceso. Desechos líquidos de la planta nuclear.
Trabajo de Mantenimiento	Posible obstrucción de las líneas de alimentación y corrosión.	Posible obstrucción de los lechos de intercambio.	Posible formación de espuma, incrustaciones, precipitación de sales, y problemas de corrosión.
Costo	Relativamente barato	Relativamente caro, por los intercambiadores iónicos sintéticos.	Caro (por el consumo de energía).

a.5.-Nuevos procesos:

Existen una serie de procesos, que últimamente han sido incorporados a los procesos de tratamiento anteriormente citados. Estos procesos son etapas suplementarias en los procesos principales y comunmente son empleados de las siguientes formas:

-Electrodialisis u Osmosis inversa: como sustituto o precursor de los procesos de evaporación, o como paso de preconcentración en fenómenos de floculación.

-Ultrafiltración: para mejorar el factor de descontaminación y reducir los lodos en los procesos de precipitación química.

-Separación magnética de alto gradiente: para mejorar el FD de un proceso de floculación en particular.

-Procesos Eléctricos: para sustituir procesos de precipitación; para mejorar procesos de deshumidificación de lodos y para diluir suspensiones coloidales; posiblemente para mejorar y como alternativa de los procesos de intercambio iónico.

-Nuevos procesos de intercambio iónico y adsorción: para alcanzar mayor selectividad en las operaciones de intercambio iónico.

-Separación de Espuma: como sustituto de pasos de intercambio iónico, particularmente en operaciones de pulido.

En estos procesos de descontaminación, podemos definir un llamado factor de descontaminación (descontamination factor DF), el cual queda definido, como el cociente de la actividad original y la actividad presente después del tratamiento. Usando procesos de evaporación este factor puede llegar a ser muy alto, alrededor de

dos a tres ordenes de magnitud por arriba del factor para procesos de intercambio iónico. Sin embargo los procesos de precipitación química solo ofrecen factores de entre 10 y 100 para contaminantes beta-gamma y arriba de 1,000 para contaminantes alfa.

El condensado proveniente de procesos de evaporación, puede ser retratado por intercambio iónico alcanzando un DF mayor o igual a  $10^6$ .

Dentro de estos tres procesos básicos, definitivamente los costos más altos serán para los procesos de evaporación, por el alto consumo de energía y los más bajos (20 a 50 veces menos) para la precipitación química.

Cualquiera de estos métodos, producirá concentrados que pueden ser sólidos o líquidos y que pasarán a formar parte de su categoría establecida, además de efluentes con cierto grado de descontaminación que serán descargados al medio. Este grado de descontaminación debe cumplir ciertos límites, límites que cada país impone.

#### b) Descargas al medio:

Cuando un efluente es liberado, debe haber sido monitoreado, para cumplir en cualquier momento con los límites establecidos. Estos límites son recomendados a nivel internacional por la ICFR, y establecidos por cada país, siguiendo el principio de que toda exposición debe mantenerse razonablemente lo más bajo que se pueda, tomando en cuenta, tanto factores económicos como sociales (concepto ALAFA).

En la evaluación para una liberación, deben considerarse ciertas características de las descargas:

b.1.-Descarga en aguas:

- El flujo mínimo, promedio y máximo en la vecindad de la descarga ya sea de un río o de corrientes marinas.
- Los usos potenciales de esas aguas: industria, agricultura o para beber.
- Las posibles rutas de exposición para los humanos: por ingestión, pesca, riego etc...
- Efectos combinados, por las instalaciones de descarga en el seno del agua.

b.2.-Descarga a la tierra o formaciones profundas:

- Las características hidrológicas del lugar: profundidad del manto freático, movimiento y características de las aguas subterráneas.
- Las características geológicas: estructura, composición etc...
- Rutas para exposición humana.
- Efectos combinados por las instalaciones de descarga a la tierra y formaciones a profundidad.



### b.3.-Descarga a la atmósfera:

- Principal dirección del viento.
- Rutas para exposición humana: inhalación, depósito en vegetales, sembrados etc...
- Efectos combinados por las instalaciones de descarga a la atmósfera de esa región en particular.

Una vez que una descarga es autorizada, se deben detallar los requerimientos a cumplir en esta descarga en términos de:

- Máxima concentración permisible (NPC) de radiactividad en los efluentes.
- Flujo de efluentes y volumen total de estos.
- La radiactividad descargada en el presente, mensualmente y anualmente, en términos de actividad total y por grupos de radionúclidos.
- La composición física y química del efluente: pH, demanda biológica de oxígeno, demanda química de oxígeno, sólidos en suspensión, temperatura, etc...

En la cuantificación de los límites permisibles a liberar y guiándose por el parámetro ALI (Limite Anual a Absorber), estos se pueden representar por:

$$A_T = E a_i \times A_i$$

A<sub>1</sub>: Máxima actividad permitida para una instalación en particular (Bq/a o Bq/mes).

a<sub>i</sub>: factor individual para cada radionúclido o grupo de ellos.

A<sub>i</sub>: descarga radiactiva de cada radionúclido(s) (Bq/a o Bq/mes)

Así por ejemplo tenemos el caso de SCK/CEN Mol (Belgica):

$$5(a) + (b) + 30(\text{Sr}^{90}) + 3(\text{I}^{131}) + 300(\text{Ra}^{226}) + 0.001(\text{H}^3) \leq 0.167 \text{ TBq/mes}$$

Y para la Amersham International Limited Establishment (Reino Unido):

$$2500(\text{Ra}^{226}) + 420(a) + 50(\text{Ca}^{45}) + (b) \leq 0.222 \text{ TBq/mes}$$

#### b) Acondicionamiento y Almacenaje:

Para el acondicionamiento de esta clase de desechos, se han empleado tradicionalmente los métodos de: inmovilización en concreto, en cemento y bitumen y más recientemente en polimeros. El campo de los polimeros, para la inmovilización de desechos es un campo que presenta grandes perspectivas de desarrollo, ya que el uso de estos ofrece ventajas, tanto técnicas como económicas. En particular, ofrece una alta eficiencia volumétrica; eficiencia que

implica ventajas económicas en cuanto a transporte, almacenamiento y depósito definitivo.

El proceso de polimerización, comienza por un pretratamiento, cuyo objetivo es acondicionar químicamente a los desechos. Este acondicionamiento puede consistir en un control del pH o en la insolubilización de sales principalmente. Posteriormente, se sigue con una etapa de deshidratación o secado, ya sea por medios mecánicos, por una evaporación o por cristalización. Todo lo anterior, se lleva a cabo con el fin de acondicionar los desechos y hacerlos compatibles con el polímero a utilizar en la etapa de inmovilización.

En la etapa de inmovilización, es en donde se agrega el polímero. Actualmente, existe una gran variedad de polímeros y día a día la lista sigue aumentando. Algunos ejemplos de polímeros son: resinas epóxicas, resinas poliéster, resinas de polietileno, sistemas estireno-divinilbenceno; todos estos con un gran campo de aplicación. Otros polímeros también usados, pero con una aplicación más particular son: cloruro de polivinilo (PVC), polimetilmetacrilato (PMMA), fenol-formaldehído y poliuretano.

En cuanto al almacenado de este tipo de desechos, las instalaciones son menos exigentes que aquellas utilizadas para desechos de alta actividad; sin embargo, como se mencionó anteriormente, el utilizar instalaciones específicas o utilizar las mismas instalaciones depende de factores económicos, según la política de cada país.

Normalmente, desde hace varios decenios los desechos de actividad intermedia y baja, han sido enterrados en contenedores a baja profundidad. Análisis posteriores de las aguas freáticas, no han mostrado cantidades importantes de radionúclidos. Sin embargo en la actualidad, con los adelantos en el conocimiento de los fenómenos de migración de los radionúclidos, se han establecido dispositivos de recolección de aguas, cuando la ocasión lo amerita, asegurando así un correcto depósito.

En general los procedimientos para el almacenado y depósito de este tipo de desechos, son los mismos que los mencionados en el inciso de desechos de actividad alta.

## 2. DESECHOS GASEOSOS:

### A) Tratamiento:

Como principales parámetros a considerar, para establecer un proceso de tratamiento de desechos gaseosos, tenemos: la actividad total de la corriente, así como los radionúclidos que contiene, la concentración de partículas y detalles relativos a la composición química (humedad, toxicidad, presencia de gases corrosivos etc...).

Todo proceso, generalmente se inicia con un sistema de filtración, el cual remueve las partículas suspendidas. Es muy importante el constante monitoreo de la caída de presión a través del filtro, ya que esto nos indicará su correcto funcionamiento. Cuando esta caída de presión, alcanza los límites de diseño, el

filtro debe ser cambiado inmediatamente, para evitar liberar radiactividad al medio. Existen otros parámetros tales como: temperatura, humedad y nivel de radiaciones, que nos indican la necesidad de reemplazar el filtro.

Acompañando a este sistema de filtrado, operará un sistema para la remoción de volátiles, el cual consistirá en un agente adsorbente. En este caso, también es importante el monitoreo de parámetros que nos indiquen el grado de saturación. Además, es necesario realizar pruebas, para revisar la presencia de sustancias parásitas, que puedan llegar a envenenar el adsorbente, disminuyendo su eficiencia.

En el caso de gases nobles de periodo corto, normalmente son retenidos en tanques u otros sistemas, para permitir su decaimiento hasta niveles aceptables, para poder ser descargados.

En este tipo de sistemas, existe la posibilidad de tener presente material combustible que puede llegar a formar mezclas explosivas, por lo que es necesario, establecer medidas de prevención y control; normalmente se utilizan catalizadores que recombinan el oxígeno y el hidrógeno, disminuyendo así el peligro de explosión.

Para radionúclidos de período más largo, se utilizan tanques donde son almacenados, ya sea a presión o adsorbidos en sistemas a base de carbón, posteriormente son inmovilizados en algún tipo de matriz sólida, para ser almacenados y depositados. Estos sistemas han sido efectivos para varios isótopos de Xenón y Kriptón y para radioyoduros.

#### B) Caso del Tritio:

En el caso particular del Tritio, este se separa por electrólisis directa del líquido contaminado, quedando presente en la fase acuosa. También se utiliza comúnmente, la destilación criogénica. El Tritio se inmoviliza combinándolo químicamente con metales, para formar hidruros tritiados del metal (MTx), estos por adsorción en agentes desecantes, pasan a una forma sólida, que posteriormente se inmoviliza siguiendo los métodos de inmovilización de desechos de alta actividad. Posteriormente este tipo de desechos pasan a un sistema de depósito definitivo.

### 3. DESECHOS SOLIDOS

#### A) Separación

Como etapa previa a los procesos de tratamiento, se tiene una etapa de separación, la cual ordenará a los desechos en:

-Desechos combustibles compatibles sin actividad alfa.

Ej. PVC, envolturas de polietileno; ropa protectora: plásticos, telas, piel, celulosa, hule, neopreno; material de empaqueo: papel, madera, cartón; y materiales de limpieza: trapos

-Desechos combustibles compatibles con actividad alfa.

-Desechos no combustibles compactibles sin actividad alfa: Ejs: vidrios, cristales, materiales de aislamiento, filtros metálicos, filtros cerámicos etc...

-Desechos no combustibles compactibles con actividad alfa.

-Desechos no combustible no compactibles sin actividad alfa: Ejs: herramientas y otros implementos mecánicos; materiales de construcción: concreto, ladrillo etc...

-Desechos no combustibles no compactibles con actividad alfa.

-Desechos sólidos especiales: En esta categoría se consideran varios materiales irradiados dentro de la coraza del reactor como p.Ej: elementos detectores internos, barras de control, derrames de grafito etc...

Los desechos con actividad alfa, son los mismos en cada grupo, pero estos proceden de áreas activas en plantas de reproceso de U y Pu, de refinación de Pu y fabricación de combustibles principalmente.

## B) Tratamiento de desechos con actividad alfa:

El tratamiento de este tipo de desechos, cae dentro de una actividad especial dada su importancia, por los riesgos radiológicos que implica su manejo y por la importancia económica de recuperar ciertos radionúclidos.

Las labores de tratamiento son: medición, clasificación, descontaminación, reducción de tamaño, compactación y combustión.

**Medición:** Esta etapa tiene como objetivo la determinación del contenido de radionúclidos con los fines de: controlar una posible situación de criticidad (sobre todo por el contenido de Pu y U), de tener un balance del material fisil presente y establecer la adecuada protección radiológica para el manejo de estos desechos.

**Clasificación:** Tiene el fin de homogeneizar lo más posible, el tipo de desechos por su estado físico, su procedencia etc... Para el óptimo desempeño, de los métodos de descontaminación.

**Descontaminación:** El objetivo de este paso es, el de remover radionúclidos para facilitar el control de la criticidad, por la disminución de material fisil. Se utilizan diversos métodos, entre los cuales están:

-Lavado: Es una operación mecánica que remueve y recupera cantidades importantes de Pu.



-Descontaminación Química: Generalmente se utiliza el método electroquímico de electropulido, el cual remueve material de las superficies.

-Enjuague Químico: Utiliza Ac. nítrico y Permanganato de potasio, para remover U y Pu de tuberías de acero inoxidable.

-Ultrasonido: A través de vibraciones mecánicas de alta frecuencia (20-40 kHz), en un líquido de trabajo, se producirán turbulencias que limpiarán las superficies contaminadas. Este líquido de trabajo puede además, ser un solvente adecuado, lo que incrementará la efectividad del método.

Reducción de tamaño: Una vez que se tiene el material descontaminado de los principales radionúclidos, se procede a la operación de reducción de tamaño. Esta se lleva a cabo por métodos convencionales de cortado, ya sea mecánico o térmico.

Finalmente tenemos las etapas de compactación y combustión que se explicarán más adelante.

#### C) Tratamiento de desechos sin actividad alfa:

Estos desechos, se consideran desechos de actividad intermedia y baja.

Antes de entrar en sí a los procesos de tratamiento, se efectuarán una serie de operaciones de pretratamiento.

Una vez que los desechos han sido separados por su capacidad de quemarse y o compactarse, estos son sometidos a una serie de medidas administrativas, por las cuales, se establecen las directrices para coleccionar, clasificar, curtar, empacar y transportar cada tipo de desecho.

Dentro de la etapa de tratamiento, tenemos las operaciones de: combustión, compactación y descontaminación.

El quemado o combustión, se lleva a cabo por las siguientes técnicas:

-Incineración en atmósferas ricas en aire y oxígeno, controlado o en exceso.

-Pirólisis: quemado en atmósferas pobres en aire y oxígeno, con posible gasificación del material.

-Digestión Ácida: oxidación de materiales por  $\text{HNO}_3$  y  $\text{H}_2\text{SO}_4$  concentrados.

-Combustión y o oxidación en un medio de sales fundidas.

La etapa de compactación se lleva a cabo por procedimientos convencionales y la etapa de descontaminación, es similar a la descrita en el tratamiento de desechos con actividad alfa.

Como siguiente paso en el manejo de desechos sólidos, viene la etapa de acondicionamiento, en la cual se busca llegar a las formas químicas y mecánicas más estables, considerando la vida radiactiva del desecho.

El proceso de inmovilización, es lo más adecuado y consiste en la incorporación del desecho en materiales adecuados, para la formación sólidos monolíticos. Los materiales más utilizados son el cemento, concreto, polímeros, bitumen y mezclas de estos. En realidad todas estas técnicas, son un caso particular y simplificado, de lo que es el acondicionamiento de desechos de actividad alta.

Un caso particular de esta etapa, es el tratamiento de las cenizas, sobre las cuales hay que tener un control específico para evitar su dispersión en el medio a través del aire. Generalmente se mantienen en medios sellados donde se procede a encapsularlas por algún método de los antes descritos.

## V POLITICAS EN EL MANEJO DE DESECHOS RADIOACTIVOS

### 1. PANORAMA GENERAL

Recorriendo los diferentes países que cuentan con instalaciones nucleares, se encuentran una variedad de políticas en cuanto al manejo de los desechos radiactivos. Esta variedad de actividades, dependerá de la magnitud del programa nuclear de cada país, así como de su estrategia en el ciclo de combustible nuclear.

La estrategia del manejo de desechos para cada país, se verá determinada por varios factores como: la política para desarrollarse en las diferentes áreas del ciclo de combustible nuclear; la geografía, geología y densidad de población, que determinará los sitios potenciales para el depósito de desechos; la posesión de otros recursos, como: personal técnicamente capacitado, capacidad financiera y una capacidad manufacturera sofisticada; y por último, las actitudes del público y del gobierno hacia la energía atómica.

En las siguientes tablas, encontraremos un panorama general de la situación en los diferentes países, en cuanto a las políticas que se siguen para el retratamiento y la disposición de desechos radiactivos.

TABLA 7. FUENTES DE DESECHOS DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR  
(ref. 2)

País	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Africa Central	*				
Alemania Occ.		P	*	*	*
Argentina	*	P	*		P
Australia	*				
Bélgica			*	*	P
Brasil	*	P	*		P
Canadá	*		*		PD
Corea			*		PD
China	*	*	*	*	P
España	*		*		
Estados Unidos	*	*	*		*
Finlandia				*	
Francia	*	*	*	*	*
Gabón	*				
Holanda		*		*	
India	*		*		*
Italia			*		P
Japón	*	*	*	*	*
Nigeria	*				
Pakistán		P	*		P
Portugal	*				
Reino Unido		*	*		*
Sudáfrica	*	P	*	PD	

Pais	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Suecia					*
Suiza					*
URSS	*	*	*		P

(1) Minería uranífera

(2) Enriquecimiento de Uranio

(3) Fabricación de combustibles

(4) Reprocesamiento foráneo de combustible gastado

(5) Propio reprocesamiento de combustible gastado

P: Planta propuesta o en construcción

PD: Por determinar

TABLA 8. ESTRATEGIAS NACIONALES PARA EL MANEJO DE COMBUSTIBLE  
GASTADO Y DESECHOS DE ALTO NIVEL. (ref. 2)

Pais	(1)	(2)	(3)
Argentina	DAAV/d	20	granito
Bélgica	DAAV/d, f	50	arcilla plástica
Brasil	DAAV/d		
Bulgaria	*		
Canadá	DAAV y CG/d	50	roca cristalina
Checoslovaquia	*		
Dinamarca	PD	40	sal
Finlandia	DAAV y CG/*		granito
Francia	DAAV/d	PD	sal, arcilla y granito
Alemania Dem.	*		
Alemania Occ.	DAAV/d, f	30	sal
Hungría	*		
India	DAAV/d	30	roca cristalina
Italia	DAAV/d	50	arcilla, roca cristalina
Japón	DAAV/d, f	30	roca cristalina
Corea	PD		
Holanda	DAAV/f		sal
Sudáfrica	PD		
España	CG	10	sal y roca cristalina

País	(1)	(2)	(3)
Suecia	DAAV y CG/f	40	roca cristalina
Suiza	DAAV y CG/f	35	granito
Reino Unido	DAV/d	50	FD
Estados Unidos	DAAV y CG/d	10	sal y roca cristalina
URSS	DAAV		sal y roca cristalina

- (1) Forma del desecho para el depósito  
 (2) Años entre la descarga y el depósito  
 (3) Tipo de depósito

DAAV: Desecho de actividad alta vitrificado

CG: Combustible gastado

/d o f : Tratamiento doméstico o foránea

\*: El combustible descargado de reactores fabricados por la URSS es regresado a este país después de 5-10 años de almacenaje.



TABLE 9. METODOS UTILIZADOS PARA EL TRATAMIENTO E INMOVILIZACION DE DESECHOS CON ACTIVIDAD ALFA. (ref. 2)

País	Tratamiento			Inmovilización		
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)
Bélgica		*		*	*	*
Francia	P	*	P	*	*	*
Alemania Occ.	*	*	*	*		
India		P	P			
Italia		P			*	
Japón		P	P			
Reino Unido	*		P	*		
Estados Unidos	P	*				P
URSS		*	*	*		*

(1) Descontaminación

(2) Incineración

(3) Reducción de tamaño

(4) En cemento

(5) En bitumen

(6) Otras

TARLA 10. INSTALACIONES UTILIZADAS PARA EL DEPOSITO DE DESECHOS CON  
ACTIVIDAD ALFA. (ref. 2)

País	Depósito intermedio	Depósito geológico	Depósito profundo
Bélgica	*	P	
China	*		
Francia	*	P	
Alemania Occ.	*	P	
India	*	P	
Italia	*	P	
Japón	*	P	
Reino Unido	*	P	
Estados Unidos	*	P	
URSS	*	P	*

P: Práctica propuesta o instalación en construcción

TABLA 11. PROCESOS UTILIZADOS PARA EL TRATAMIENTO DE DESECHOS DE  
 ACTIVIDAD INTERMEDIA Y BAJA. (ref. 2)

País	Reducción de Volumen					Inmovilización		
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)
Argentina				*	*			*
Austria			*		*	*		
Bélgica	*	*	*	*	*	*	*	*
Brasil								
Bulgaria	*	*	*					*
Canadá	*	*		*	*		*	*
China	*		*			*	*	*
Checoslovaquia	*	*	*	*				*
Egipto					*	*		
Finlandia	*	*		*		*	*	
Francia	*	*	*	*	*	*	*	*
Alemania Dem.	*	*	*	*				*
Alemania Occ.	*	*		*	*	*		
Hungría	*	*	*			*		
India	*	*	*	*	*	*	*	*
Italia	*	*	*	*	*	*		
Japón	*			*	*	*	*	
Corea	*	*	*	*		*	*	
Holanda	*	*	*	*		*		
Pakistán								
Polonia	*	*	*	*				*

País	Reducción de Volumen					Inmovilización		
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)
Rumania	*	*	*	*	*	*		
Sudáfrica						*		
España				*	*	*		
Suecia						*	*	
Suiza					*	*	*	
Reino Unido	*	*	*	*	*	*		*
Estados Unidos	*	*	*	*	*	*	*	*
URSS	*	*	*	*			*	
Yugoslavia	*	*	*			*		

(1) Evaporación

(2) Intercambio iónico

(3) Precipitación química

(4) Compactación

(5) Incineración

(6) En cemento

(7) En bitumen

(8) En polímero

TABLA 12. PRACTICAS UTILIZADAS PARA EL DEPOSITO DE DESECHOS DE  
 ACTIVIDAD INTERMEDIA Y BAJA. (ref. 2)

País	Forma de depósito				
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Argentina	*				
Bélgica	P				P,FP
Bulgaria	*				
Canadá	*	*			
China		*			
Checoslovaquia	*				
Egipto		*	*		
Finlandia			P		
Francia	*	*			
Alemania Dem.			*		
Alemania Occ.			*		
Hungría		*			
India	*	*			
Italia	*	*			
Japón	*	P			P
Corea		*			
Holanda					P,FP
Polonia	*				
Rumania	*				
Sudáfrica		*			
España			*		

País	Forma de depósito				
	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Suecia			*		
Suiza			F		P, PP
Reino Unido		*			P, PP
Estados Unidos		*		*	PP
URSS	*	*			
Yugoslavia	*				

(1) Almacenamiento en la superficie

(2) Entierro a poca profundidad

(3) Depósito geológico

(4) Depósito a profundidad

(5) Depósito submarino

P: Práctica propuesta

PP: Práctica pasada.

## 2. SITUACION MUNDIAL DEL REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE IRRADIADO

El desarrollo de la industria mundial de retratamiento de combustible irradiado, marca un retraso con respecto al resto de las actividades del ciclo de combustible nuclear. Esto es consecuencia, de que cuando los primeros reactores de potencia entraron en funcionamiento en: Estados Unidos, Europa y Japón, se dió prioridad, al desarrollo de la primera parte del ciclo; es decir las etapas de extracción, enriquecimiento y fabricación de elementos combustibles, etapas esenciales para poner en marcha la energía nuclear.

Aunado a lo anterior, tenemos que el proceso de retratamiento, ha sido objeto de numerosas polémicas a lo largo de la historia de la industria nuclear, sobre todo en los últimos años. Así tenemos el caso de Estados Unidos, donde recientemente se ha levantado la moratoria impuesta en 1977, para el reprocesamiento de material nuclear no militar. Por esto y algunas otras razones, es que la industria de retratamiento de combustible irradiado, no ha alcanzado el grado de desarrollo industrial necesario, para encarar las actuales necesidades mundiales.

Ante esta situación de atraso, países como Francia, junto con el Reino Unido y en un menor grado Japón y Alemania, se han dado a la tarea de reprocesar el combustible tipo óxido procedente de sus reactores de agua ordinaria.

en 1971. Esta asociación tiene por objeto, la elaboración de una política europea coherente, de retratamiento de combustibles irradiados y su comercialización.

Por otro lado la CEA y la BNFL colaboran para el desarrollo de la tecnología, para el reprocesamiento de combustibles de reactores térmicos. Tiempo después la DWK de Alemania se unió a estos programas.

A) Principales organismos y compañías que participan en el mercado de reprocesamiento de combustibles.

a) Alemania Federal:

-BLG: Brennelemente Gorleben GmbH. Filial al 100 % de DWK, constituida en 1990

-DWK: Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen Creada en 1977 como transformación de la PWK, organismo creado en 1974 por las 12 principales compañías de electricidad de Alemania.

-KEWA: filial al 100 % de DWK, fue comprada en su totalidad en 1977.

-BWK: fue creada en 1964, con participación de Hoechst AG, Bayer AG, Gelsenberg AG y Nukem GmbH en partes iguales. Fue comprada en su totalidad por DWK en 1979.

b) Estados Unidos:



-AGNS: Allied Gulf Nuclear Services, creada en 1970 por Allied Chemical y Gulf Oil.

-GE: General Electric. NFS: Nuclear Fuel Services, estas dos sociedades actualmente no participan en el mercado de retratamiento, después del cierre de las plantas de West Valley y Morris.

c) Francia:

-CEA: Commissariat à l'Énergie Atomique, Organismo controlador de la energía atómica. Tiene a su cargo la investigación y el desarrollo.

-COGEMA: Compaigne Générale des Matières Nucléaires, filial al 100% de CEA.

d) India

-IDAE: Indian Department of Atomic Energy.

e) Japón:

-PNC: Power Reactor Nuclear Fuel Development Co, organismo con 90% de participación estatal y 10% de participación privada.

-JNFS: Japan Nuclear Fuel Service Co, creada en 1980 por accionistas de 10 compañías eléctricas y 90 compañías privadas.

f) Reino Unido:

-BNFL: British Nuclear Fuel Limited, fué transferido por la UKAEA al Ministerio de Energía en 1981

-UKAEA: United Kingdom Atomic Energy Authority, interviene en el retratamiento de combustibles rápidos, en el centro de Dounreay y se encarga de la investigación y el desarrollo en los laboratorios de Springfields.

#### g) Sociedades Internacionales

-EUROCHEMIC: European Company for the Chemical Processing of Irradiated Fuels (Bélgica), sociedad creada en 1957 por 13 países, entró en liquidación en 1982 repartiéndose de la siguiente manera: Francia 28%, Alemania Federal 34%, Bélgica 6%, Suecia 6%, España 7%, Suiza 5%, Italia 5%, Dinamarca 3%, Austria 3%, Noruega 2% y Portugal 1% (Irán y Turquía no entraron en la repartición).

-UNIREP: United Reprocessors GmbH, fue el resultado de un acuerdo firmado por la CEA, la BNFL y KEWA; y tiene por objetivo la comercialización del retratamiento de combustibles óxidos y el transporte.

TABLA 13. INSTALACIONES DE REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE DE REACTORES TERMICOS EN EL MUNDO\*. (ref. 32)

País	Sitio	Propietario	Tipo de Combustible	Capacidad	Inicio	
				t U/a	operación	
Alemania Federal	Karlsruhe	GWR GWR	Varios Oxido	35		
				350 †	1994	
Bélgica	Mol	Eurochemic	Varios	60	**	1966 y paró en 1974
				60 †	*	??
Estados Unidos	Barnwell	AGNS	Oxido	1,500		no terminada
	Morris	GE	Oxido	350		nunca entro en servicio
	West Valley	NFS	Oxido	300	**	parada 1972 y desmantelada
Reino Unido	Sellafield Windscale	BNFL	Metal	1500-2500		1964
	Sellafield	BNFL	Oxido	1200	***	1990
Francia	Marcoule	COGEMA	Metal	800-1000		1958
	La Hague UP1	COGEMA	Oxido	400		1966
	La Hague UP2	COGEMA	Oxido	800		1988
	La Hague UP3	COGEMA	Oxido	800		1986
India	Tarapur	IDAE		100		1981
	Kalpakkam	IDAE		100		1986
Japón	Tokai-Mura	PNC	Oxido	210		1980
		JNFS	Oxido	1100	*	1991

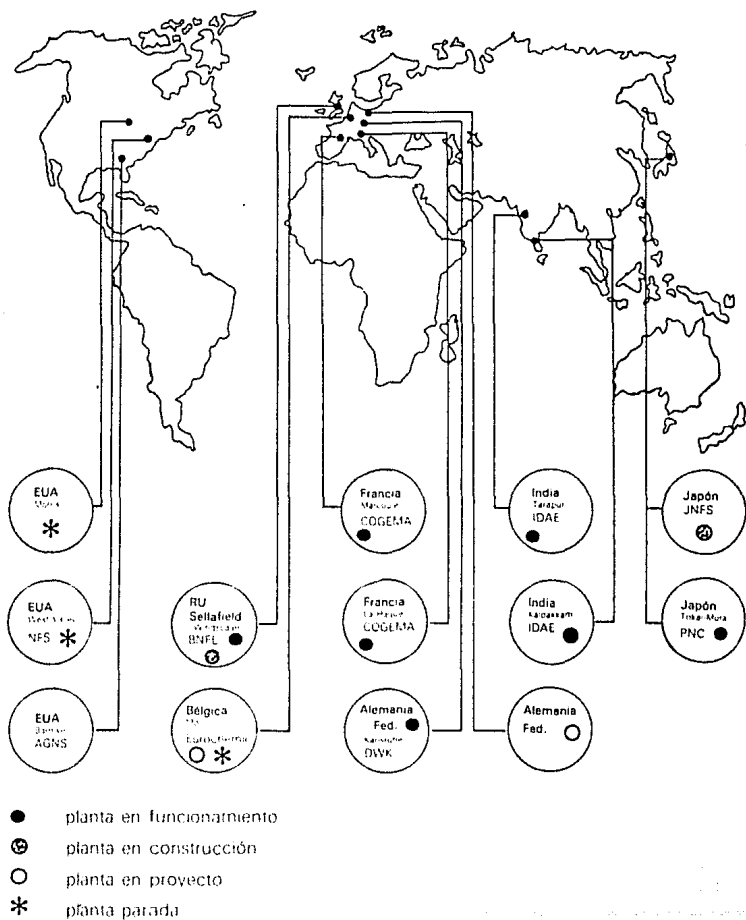
\* No se consideran países del bloque socialista

† Planta en proyecto

\*\* Planta suspendida

\*\*\* Planta en construcción

FIG.10. SITIOS DE RETRATAMIENTO DE COMBUSTIBLE DE REACTORES TERMICOS EN EL MUNDO. (ref. 32)



## B) Situación Francesa

El desarrollo del programa electronuclear francés, en el curso de la década de los 80's, ha exigido la construcción de instalaciones con una capacidad de reprocesamiento suficiente. Este crecimiento, se vió favorecido por la aportación económica, producto de los contratos de retratamiento entre la COGEMA y sus clientes extranjeros, que finalizaron entre 1977 y 1980.

En 1981, en ocasión del debate sobre energía, el parlamento aprobó la extensión del complejo de La Hague. Esta extensión comprendía: la ampliación de la planta UP2, a una capacidad de retratamiento de 800 t U/A, y la construcción de la planta UP3, para llegar a alcanzar una capacidad global de 1600 t U/A para 1988. (Tabla 13)

## C) Situación en el resto del mundo

En el Reino Unido, se cuenta con la planta de Sellafield (Windscale), que asegura el reprocesamiento de combustibles metálicos del tipo Magnox. Sin embargo el retratamiento de combustibles óxidos, no se tenía cubierto. Fué a través del proyecto THORP, que se inició la construcción de unas instalaciones para el retratamiento de combustible de este tipo. La capacidad de esta planta será de 1200 t U/A, su construcción se decidió en 1978 y se espera entre en funcionamiento en este año de 1990.

En Bélgica, se volvió a poner en funcionamiento la planta de MDL, después de la liquidación de la sociedad Eurochemic. Esta planta tendrá una capacidad de 60 t U/a.

En Japón, se prolongó la actividad de la planta de demostración de Tokai-Mura, y en 1984 se inició el proyecto de construcción de instalaciones con una capacidad de 1,100 t U/a. Estas instalaciones se espera entren a funcionar en 1991.

En Estados Unidos, no fué sino hasta 1981 cuando el gobierno a través de un informe de la INFCE, levantó oficialmente las restricciones al reprocesamiento de combustibles nucleares. Esta liberación, autoriza el retratamiento comercial, a reserva de la intervención financiera de las compañías generadoras de electricidad americanas. Sin embargo la capacidad de retratamiento, ha ido en picada, ya que de una capacidad potencial instalada de 4,200 t U/a, solo subsistieron las 1,500 t U/a de la planta de Barnwell que pertenece a la AGENS. Los proyectos de la Exxon para una planta de 2,100 t U/a en Oak Ridge, y de la General Electric para una planta de 350 t U/a en Morris, fueron abandonados y actualmente sirven como albercas de almacenamiento. Por otro lado, también se dió el desmantelamiento de una planta de la Nuclear Fuel Services (NFS) de 300 t U/a, ubicada en West Valley.

Finalmente tenemos a la India y a Alemania, quienes también participan en el mercado de retratamiento mundial.

### 3. SITUACION MUNDIAL DEL DEPOSITO DE DESECHOS RADIOACTIVOS

#### A) Francia

##### a) Desechos con Actividad Baja (DAB):

Estos desechos, son aquellos que los franceses consideran desechos radiactivos de vida corta; contienen emisiones beta y gamma de nivel bajo e intermedio con un periodo hasta de 30 años. El factor esencial a considerar, es que no deben contener más que trazas de emisores alfa y el calor por la desintegración debe ser insignificante. Cerca del 90% de estos desechos, consisten en desechos operacionales de plantas nucleares.

Francia cuenta con dos sitios para el depósito de estos desechos, el primero se encuentra en La Manche, adyacente a la planta de reprocesamiento de La Hague, tiene actualmente 400,000 m<sup>3</sup> de capacidad y se encuentra próximo a alcanzar los 480,000 m<sup>3</sup> para finales de este año.

El segundo depósito para DAB, se encuentra localizado en Soulaines, en el estado de Aube, a unos 200 km al sureste de Paris. Este depósito fue acordado por los ministerios de industria y del medio ambiente en septiembre de 1987, como resultado de un proceso de investigación muy detallado y de pruebas formales llevadas a cabo desde 1985. Los trabajos se iniciaron en 1977 y se espera que este sitio, empiece a recibir desechos a principios de 1991. Este proyecto, es un elemento importante en el programa de manejo de desechos radiactivos, establecido en 1979 junto con el establecimiento

de la Agencia Nacional para el Manejo de Desechos Radiactivos (ANDRA). Las nuevas instalaciones en Soulaines tendrán una capacidad total de un millón de metros cúbicos y ocuparán 100 ha. Se espera, que reciban alrededor de 30,000 m<sup>3</sup> de desechos al año, considerando una vida operacional de 30 años.

b) Desechos de Actividad Intermedia (DAI):

Para los desechos de nivel intermedio, se ha desarrollado un nuevo sistema de depósito cercano a la superficie. Este sistema, utiliza una estructura monolítica de cajas de concreto, justo por debajo de la superficie. Un cúmulo, básicamente formado por paquetes recubiertos de DAB, es construido por encima de la estructura monolítica. Este cúmulo es recubierto con una capa de arcilla impermeable y tierra cultivable. Cualquier agua de lluvia, que penetre esta estructura, es colectada por un sistema de drenaje entre la estructura y el cúmulo. Esta agua es mandada a unos colectores laterales donde debe ser monitoreada. Este sistema, está diseñado para proveer un seguro confinamiento de los desechos, por un periodo máximo de hasta 300 años, con continua vigilancia, después de este tiempo, el área debe ser apta para cualquier uso.

c) Desechos de Actividad Alta:

Para desechos de actividad alta y emisores alfa generadores de calor, la política francesa requiere de depósitos geológicos a profundidades entre 400 y 1000 m.

Los productos de fisión altamente radiactivos, son solidificados en bloques vitreos, en la planta de vitrificación de



Marcoule desde 1978 y en las grandes instalaciones de La Hague. Estas plantas están provistas de cámaras de almacenamiento enfriadas por aire, para los contenedores de los paquetes vitrificados, los cuales son almacenados por un período de al menos 30 años, antes de su depósito geológico. Otros desechos con actividad alfa son solidificados en bitumen o en un polímero y también son sometidos a un almacenamiento interino.

El programa francés de manejo de desechos, ha considerado la construcción de un repositorio geológico para principios del siglo XXI. Para ese momento, se tendrán alrededor de 3,000 m<sup>3</sup> de DAA vitrificados y 800,000 m<sup>3</sup> de DAA en depósitos interinos. Considerando que los DAA requieren de un período de enfriamiento de 30 años, la prioridad del depósito serán los desechos con actividad alfa.

ANDRA inició un programa de selección de sitios a principios de 1987, una lista de los sitios probables, fue terminada en 1988; los trabajos de perforación se llevarán a cabo en cuatro sitios, con diferentes características: de arcilla, en el norte en la región de Parisian Basin en Aisne; de granito en Deux-Sevres; de roca laminar en Maine-et-Loire, en la parte este de Francia y de sal en Ain en la parte oeste. Estas investigaciones serán terminadas durante 1990, y se espera seleccionar un lugar para construir un laboratorio subterráneo, en donde se lleven a cabo todas las investigaciones necesarias, para que las autoridades públicas autoricen la construcción. Se espera que esta decisión pueda tomarse a mediados de los 90's.

## B) Reino Unido

### a) Desechos con actividad intermedia y baja:

La política de depósito de desechos radiactivos del Reino Unido, ha sufrido muchos cambios de dirección en los últimos años. El primero fue, la decisión del gobierno de no continuar con el depósito en el océano de desechos de nivel intermedio y bajo, con la posible futura excepción, de desechos de gran tamaño provenientes de las labores de desmantelamiento de plantas. Un segundo cambio fue, el abandono de una mina anhidra en desuso, que técnicamente, era ideal para el depósito de desechos de nivel intermedio; lo anterior para procurar el bienestar de la opinión pública. Finalmente se dió la decisión del gobierno, de terminar con el entierro superficial de desechos intermedios de período corto y depositar estos, junto con los desechos intermedios de período largo, en repositorios profundos.

Por lo anterior, se requirió de encontrar un repositorio apropiado para todos los desechos de nivel intermedio. UK Nirex Ltd., organización para el manejo de desechos nucleares, tomó la decisión de abandonar sus más recientes investigaciones acerca de sitios para depósito superficial y buscar un repositorio para desechos, tanto de nivel bajo como intermedio. Nirex, ha completado su examen de sitios posibles para un repositorio profundo; la lista de sitios ha disminuido de 500 a 39 y finalmente a dos sitios, que serán sometidos a investigaciones geológicas más detalladas. Estos dos sitios seleccionados, se encuentran en tierras propiedad de la British Nuclear Fuel Ltd. (BNFL), muy cerca de

la planta de reprocesamiento de Sellafield y en tierras de la U.K Atomic Energy Authority (AEA), cerca de su centro de investigaciones de Dounreay, en el norte de Escocia.

Sin embargo, los trabajos de perforación iniciados por la BNFL en Sellafield y el programa paralelo en Dounreay, han sido detenidos y abandonados, debido a la oposición de las autoridades locales. Estas autorizaciones, no son fáciles de obtener, su procedimiento es tedioso y dificulta el avance de los programas, sin embargo, se espera completar los estudios e investigaciones de caracterización de los sitios, para mediados de los 90's, con miras a proponer la construcción de un repositorio lo antes posible.

Los conceptos de diseño para este nuevo repositorio, contemplan una profundidad de 300-500 m, para aceptar hasta un millón de m<sup>3</sup> de DNB y cerca de 300,000 m<sup>3</sup> de DNI, durante los primeros 30 años de operación. Está estimado, que los desechos debidos al desmantelamiento de plantas llegarán a 250,000 m<sup>3</sup> de DNB y 800,000 m<sup>3</sup> de DNI. La extensión de la operación del repositorio a 50 años, prevé la duplicación de estas cantidades.

Hasta la apertura del nuevo repositorio, el Reino Unido continuará utilizando las instalaciones de Drigg cercanas a Sellafield para DNB. Desde el año de su apertura en 1959, se han depositado cerca de 800,000 m<sup>3</sup> de DNB en siete trincheras con ocho metros de profundidad, ocupando una región de 11 ha.

Después de las críticas a este tipo de repositorio, llevadas a cabo en 1988, se construyó una bóveda de concreto, en una área de 4 ha. Los desechos son empacados en contenedores y tambores, antes de ser colocados en las trincheras, estos son recubiertos con concreto

y una capa de 5 m de espesor de arcilla y tierra, para producir un efecto similar al arreglo de La Manche en Francia. Al año se producen 40.000 m<sup>3</sup> de DNB, pero con la ayuda de una nueva planta de compactación, parece factible la reducción de volumen, para poder acomodar todos estos desechos en las instalaciones de Driqq, hasta principios del siglo próximo.

b) Desechos con actividad alta:

Los DNA en el Reino Unido, son manejados por la BNFL como parte de sus contratos de retratamiento. En la actualidad, se tienen 1,500 m<sup>3</sup> de desechos acumulados, y anualmente se producen 100 m<sup>3</sup>. Hasta ahora, estos desechos son conservados en forma líquida en tanques especiales, pero una nueva planta de vitrificación está en proceso de instalación y podría empezar a reprocesarlos para el año de 1990. Esto significaría, una reducción de dos y medio veces el volumen actual. Junto a esta planta, se tiene una bóveda de almacenamiento, provista de enfriamiento por aire para los paquetes vitrificados.

La política actual en el Reino Unido, es la de almacenar estos desechos vitrificados por espacio de 50 años, para permitir la disminución del calor radiactivo, antes de considerar las opciones de depósito definitivo. No se descarta la posibilidad de una reclasificación de los desechos, quizá después de 100 años de almacenamiento superficial. Pero mientras no se de un reconocimiento oficial a estos proyectos, la situación en el Reino Unido es de no actividad, en cuanto a la búsqueda e investigación de posibles

repositorios. El país, sin embargo continúa con su participación activa en programas internacionales de investigación en el campo de los repositorios geológicos.

#### C) Suecia

##### a) Desechos con actividad intermedia y baja

Aunque las instalaciones Suecas, tienen todavía algunos contratos tanto con Francia como con el Reino Unido para el reproceso de combustible, la política actual es completar el ciclo de combustible hasta su etapa última de depósito definitivo.

En el año de 1988, se abrió un impresionante repositorio para los desechos del reactor (SFR), a 60 m bajo el lecho del mar Báltico, cerca de la central nuclear de Forsmark. Aunque este reactor es solo un elemento del programa manejado por la Compañía de manejo de desechos y combustible nuclear Sueca (SBN), este ha tenido gran impacto, al asegurar a la gente que, el llamado problema de los desechos radiactivos está siendo solucionado. Este repositorio es un gran avance y ha servido a otros países, como un buen ejemplo de progreso en los trabajos.

Las instalaciones de SFR tienen como objetivo, el recibir todos los DNB y DNI de periodo corto, que se producen en las 12 plantas nucleares en operación. De estos desechos, se espera que alcancen los 250,000 m<sup>3</sup>, de los cuales alrededor de 110,000 m<sup>3</sup>, se espera procedan del próximo desmantelamiento de plantas. Este repositorio, está formado, por una serie de galerías cortadas en roca para DNB, y un depósito de concreto cavado en rocas más profundas, para DNI.

Un túnel de 1 km de largo, conecta las instalaciones con la superficie, estas instalaciones incluyen una pequeña bahía, para las maniobras de barcos que transportan los desechos de los diferentes sitios con acceso al mar. Otro importante elemento en el manejo de desechos de la SBK, es el Sigyn: un barco diseñado especialmente para el transporte, tanto de desechos radiactivos como combustible gastado. Este entró en servicio en 1982.

Un repositorio para almacenaje interino, fué instalado en 1985 en una caverna subterránea, cercana a la central nuclear de Oskarshamn. Estas instalaciones de CLAB, están diseñadas para el almacenaje en agua de combustible gastado, hasta por un tiempo de 40 años; permitiendo el suficiente enfriamiento antes de proceder a su depósito definitivo. La capacidad de estas instalaciones, es de 3,000 t de combustible gastado y se tiene planeada una expansión, para mediados de los 90's para alcanzar las 7,800 t, que se prevé resulten del programa nuclear en Suecia.

b) Desechos con actividad alta:

El paso final en el programa de manejo de desechos de la SBK, será la construcción de un depósito geológico a profundidad para DNA, que será necesario para el año 2020. El combustible gastado, empaquetado en contenedores de cobre y envueltos por un material altamente compacto a base de bentonita, será depositado en granito a una profundidad de 500 m. Investigaciones geológicas, han sido llevadas a cabo en numerosos sitios a lo largo de todo el país, y se espera tener la elección final alrededor de 1992.

En el trabajo de caracterización de sitios, un importante paso preeliminar, es la construcción de un laboratorio subterráneo (Hard Rock Laboratory HRL), cercano a las instalaciones de la planta de Oskarshamn. Este entrará en operación para finales de este año, y consiste en un túnel a una profundidad de 400-500 m, donde serán excavados cuartos, para realizar una variedad de investigaciones. Estos experimentos, serán diseñados principalmente, para probar los métodos de caracterización, que serán usados en las pruebas finales de los probables repositorios y para acumular experiencias para estudios de seguridad.

El HRL, tomará parte en las investigaciones del proyecto internacional Stripa, que será completado durante 1990. Este proyecto, consiste en un yacimiento de Hierro, que está siendo utilizado para tener acceso a unas formaciones de granito, donde un gran número de experimentos han sido efectuados. En particular, se han utilizado para establecer las medidas técnicas y para validar los modelos, que serán necesarios para la caracterización de futuros repositorios en formaciones cristalinas. La cooperación internacional en este proyecto, comenzó en 1977 con los Estados Unidos y se ha llevado a cabo con otros siete participantes de la NEA OECD en 1980.

#### D) Suiza

Desde que se estableció en 1972 la organización para el manejo de desechos radiactivos NAGRA, se ha desarrollado un concepto del manejo de desechos, y se han hecho constantes progresos hacia la

identificación e investigación de repositorios. Un importante paso en este programa, fué el llamado proyecto Gewähr, proyecto para garantizar la factibilidad y seguridad de varias opciones de depósito final. Por una ley aprobada en 1979, esta garantía es un prerrequisito para la continuación de la operación de las plantas nucleares del país. NAGRA puso a consideración del gobierno el proyecto Gewähr a principios de 1985 y después de una extensiva revisión, el gobierno federal decidió en junio de 1988, que la seguridad y factibilidad para el depósito final, estaba aprobada. Las autoridades sin embargo, efectuaron varias investigaciones adicionales, para la opción de depósito en rocas sedimentarias, como posible alternativa para los depósitos en rocas cristalinas, formaciones que son las más abundantes en Suiza.

a) Desechos con actividad intermedia y baja:

En este pequeño país, que tiene áreas con gran densidad de población y con grandes montañas, la opción de entierro superficial de DNB ha sido descartada, sin embargo, existe la atractiva posibilidad de escavar túneles horizontales en las montañas, logrando así profundas galerías de roca. La selección de lugares, se ha reducido a tres prospectos: Bois de La Glaivaz en el suroeste, Oberbauenstock en el centro y Piz Pian Grand en el sureste de Suiza. Un cuarto sitio, en Wellenberg cerca de Oberbauenstock ha sido seleccionado para un posible repositorio de acceso horizontal para desechos de período corto y otro de acceso vertical con una profundidad de 300 m para desechos de período largo.



Estudios preliminares de los dos primeros fueron terminados en 1988, y en el tercero debido a la oposición local, se detuvieron los trabajos. NAGRA, ha iniciado los trámites para obtener los permisos e iniciar los trabajos de perforación en los tres sitios y proseguir con la siguiente fase de investigaciones, pero estas se han detenido, debido a la aprobación obtenida para iniciar un túnel de acceso de 200 m en Wellenberg. Este trabajo podría comenzar este mismo año.

Actualmente, el objetivo es tener un sitio seleccionado para 1992, con vistas a iniciar su operación entre 1999-2000. Este repositorio, será diseñado con una capacidad de 100,000 m<sup>3</sup>, lo que significa por lo menos 40 años de operación de las actuales plantas nucleares.

b) Desechos con actividad alta:

Para la selección de un sitio para depósito de DNA, se inició un programa en 1978, aunque un repositorio de este tipo, no será necesario hasta el año 2020. Una Área de 1200 km<sup>2</sup>, ha sido investigada en la parte norte del país. El gran volumen de granito del subsuelo, que existe en esta región relativamente plana, ha sido investigado por un programa de siete perforaciones a profundidades de entre 1,500 y 2,500 m. NAGRA está ahora estudiando la factibilidad de un repositorio de roca sedimentaria en la región norte.

Para 1992, se espera tener un completo conocimiento de las opciones, tanto en formaciones cristalinas como en formaciones

sedimentarias y proceder a la selección del sitio preferido para su posterior caracterización.

Mientras tanto, NAGRA junto con Alemania, Estados Unidos, Francia y Suecia, han efectuado un impresionante trabajo de investigación desde 1984, en el laboratorio de Grimsel. Este laboratorio, fue construido perforando un túnel de cerca de 1 km en la montaña de Grimsel, en el centro de Suiza, a una altitud de 1730 m. Este túnel se divide en tres diferentes áreas: de rocas secas e impermeables, zonas húmedas y rocas fisuradas con corrientes. En estas tres diferentes opciones, se llevan a cabo detalladas mediciones.

#### E) Finlandia

##### a) Desechos con actividad intermedia y baja:

Después de Suecia, Finlandia es el país que está trabajando en un nuevo repositorio. Los trabajos de excavación, a una profundidad de 70-100 m por debajo de la planta de Olkiluoto, comenzaron en 1988, y fueron completados en el verano de 1989. El equipo de las instalaciones, estará listo para operar en 1992. Este repositorio consta de dos depósitos, uno para DNB y otro para DNI. Estos depósitos son accesados por un túnel en espiral y un acceso vertical. Está contemplado, que su capacidad sea la suficiente para acomodar, todos los desechos tanto de operación como de desmantelamiento de los dos reactores BWR de 700 MW(e) de Teollisuuden Voima Oy (TVO) en Olkiluoto.

Las dos últimas instalaciones nucleares puestas en operación: TVO y Imatran Voima Oy (IVO), han establecido una comisión de desechos nucleares conjunta (YJT), para coordinar las responsabilidades en sus manejos. Ellos, han establecido un plan para separar los repositorios de cada una de sus centrales. IVO, ha obtenido la autorización para la construcción de un repositorio subterráneo, para desechos operacionales de sus dos reactores PWR de 440 MW(e) en Loviisa, pero la construcción ha sido pospuesta para finales de los 90's.

b) Desechos con actividad alta:

Por otro lado, ambas compañías han hecho arreglos en lo que a depósito de DNA se refiere. Para IVO es relativamente sencillo, ya que sus arreglos son con la URSS, quien surtió tanto el reactor como el combustible y presumiblemente, el reproceso de este hasta su depósito final en la misma URSS. Actualmente, IVO mantiene el combustible por un periodo hasta de 5 años, en sus albercas de enfriamiento antes de embarcarlo a la URSS.

TVO ha construido un depósito interino para su combustible gastado de Olkiluoto, que se encuentra operando desde 1987. Este tiene una capacidad, para almacenar el combustible de los dos reactores por 30 años. La instalación, permanece abierta a la posibilidad del reprocesamiento del combustible en el extranjero, pero en ningún caso, se necesitará un repositorio de DAA (desechos con actividad alta). sea este para combustible gastado o para productos de fisión vitrificados.

Siguiendo la política de búsqueda de sitios a todo lo ancho del país, se ha iniciado un programa de investigaciones de campo en cinco diferentes sitios desde 1987. Dos de estos sitios, se encuentran al noreste, dos en el centro y uno en Olkiluoto, en la parte sureste del país. Se han taladrado hasta cinco perforaciones en cada sitio, con una profundidad de entre 500-100 m y para 1992, se espera poder seleccionar dos o tres sitios para proseguir con estudios más detallados. Una decisión final no es requerida aún, sino hasta el año 2000, para iniciar la construcción y poder entrar en operación para el 2020.

#### F) Bélgica

Bélgica es un pequeño país, con un gran programa de energía nuclear, por lo que el depósito de desechos se convierte en un gran problema; de no ser por la existencia de una formación, que consiste en una ancha capa de arcilla terciaria en el noreste del país y que se extiende bajo el centro de investigaciones nucleares de Mol. Un detallado programa de investigación para el depósito de DNA en esta formación, fué iniciado en 1974, y desde 1976 ha sido parcialmente sostenido por la CEE y recientemente por un acuerdo bilateral con la organización ANDRA en Francia. Después de los alentadores resultados obtenidos, en una galería subterránea a 230 m por debajo del sitio de Mol, se construyó un gran laboratorio conocido como HADES (High Activity Disposal Experimental Site) que entró en operación en 1983.

a) Desechos de actividad intermedia y baja:

La agencia nacional para el manejo de desechos radiactivos (ONDRAF en francés y NIRAS en alemán), fué establecida en 1980. Esta agencia, también puso a consideración del gobierno en 1989, los resultados de sus investigaciones de varias opciones para el depósito de DNE y DNI de periodo corto. Las investigaciones mostraron, que existen muy pocos lugares a lo largo del país, que pueden ser utilizados para el entierro superficial tipo cúmulo, utilizado por los franceses. Otra opción presentada, fué el depósito en minas de carbón próximas a clausurarse. Finalmente se propuso el depósito en la formación de Boom junto con los DNA y DNI de periodo largo. La decisión definitiva a este respecto se tendrá que dar en los próximos años.

b) Desechos con actividad alta:

Los resultados de todo el trabajo realizado desde 1974 a 1988, ha sido compilado en un reporte conocido como SAFIR (Safety Assessment and Feasibility Interim Report), el cual fué puesto a consideración del gobierno en 1989. Este reporte permitirá al gobierno, la evaluación para aceptar la formación arcillosa de Boom, para el depósito de desechos y proponer recomendaciones para los posteriores trabajos, que podrian concluir en la construcción de un repositorio para DNA en el año 2020.

El centro de Mol y las plantas de reprocesamiento de Eurochemic, localizadas unas cercanas a otras, tienen un considerable número de instalaciones, para el almacenamiento interino de desechos radiactivos. Después del escándalo de 1988, acerca de las

actividades de acondicionamiento de desechos, llevadas a cabo en Alemania del Oeste, el manejo de todas las actividades en cuanto a desechos, fué tomado por la ONDRAF y una subsidiaria llamada Belgoprocess. Actualmente, se planea la construcción de nuevas plantas de retratamiento para remplazar a las viejas plantas, muchas de las cuales han estado operando por más de 20 años. Un nuevo depósito interino, está planeado para 1993, para recibir los desechos vitrificados que regresan después de haber sido tratados en Francia. Las instalaciones para un depósito enfriado por aire, ya han sido construidas en la planta de Eurochemic, donde Belgoprocess en colaboración con DWK de Alemania, está operando la planta de PAMELA para la vitrificación de DNA de las actividades iniciales de procesamiento.

#### G) España

El establecimiento de la compañía española de manejo de desechos (ENRESA) en 198, junto con la imposición de impuestos a la electricidad nuclear, permitieron a España coordinar un plan para el manejo de desechos radiactivos, que actualmente está siendo revisado por el ministerio correspondiente. Sin embargo las consideraciones de las diferentes opciones para el depósito final de los desechos, aún se encuentran en sus primeras etapas, y por el momento las propias plantas han tenido que acondicionar y almacenar en sus propias instalaciones los desechos operacionales. Con excepción de la planta de Vandellós-1, que reprocesa su combustible de Uranio natural en Francia, todos los operadores de plantas de reactores de agua ligera, tienen que almacenar el combustible gas-

tado en el reactor. Planes para un depósito interino adicional, ya sea en las mismas plantas o en una instalación central, están siendo considerados, pero aún no surge quién tome la iniciativa de construcción.

a) Desechos con actividad intermedia y baja:

La única instalación centralizada para el almacenamiento de DNB y DNI de período corto, se encuentra en El Cabril, en la provincia de Córdoba, pero solo recibe desechos acondicionados del centro nacional de investigación. Se han hecho planes para extender las operaciones en El Cabril, para proveer almacenamiento para todo el país para fines de siglo, se estima una capacidad de alrededor de 58,000 m<sup>3</sup>. El concepto adoptado, involucra el emplazamiento de tambores de desechos acondicionados, en un monolito de concreto en una estructura temporal. Una vez lleno el monolito, puede ser cubierto con concreto, la estructura removida y el monolito cubierto con arcilla y tierra para formar un estructura tipo cúmulo.

El plan para extender las operaciones en El Cabril, fue oficialmente aprobado en octubre de 1989, las licencias para la extensión fueron obtenidas en la población local de Hornachuelo, después de la oposición local a convertir este depósito interino en un repositorio permanente.

b) Desechos con actividad alta:

El inicio de un programa de investigación para el depósito de DNA, sufrió un impedimento a principios de 1989, cuando se presentó

gran oposición a la propuesta de ENRESA, de construir un laboratorio subterráneo en unas formaciones de roca cristalina en el noroeste de España, cerca de la frontera portuguesa. Aunque se aseguró que el sitio nunca sería utilizado como repositorio final, la oposición fue muy fuerte a ambos lados de la frontera, por lo que el gobierno decidió eventualmente, abandonar el plan.



## VI CONCLUSIONES

La industria de la energía nuclear, es una industria que ha ido desarrollando y perfeccionando día con día sus métodos y operaciones. Estos métodos y operaciones se encuentran sistematizados, bajo el llamado ciclo de combustible nuclear, guía metódica de esta industria.

Esta industria como cualquier otra, se encuentra sujeta a problemas operativos, económicos, políticos y sociales. Sin embargo, actualmente ha entrado a su etapa de madurez y presenta expectativas interesantes para el siglo entrante, como serían: la incorporación al ciclo de la tecnología AVLIS, para el enriquecimiento de Uranio y la utilización del Plutonio como combustible, en forma de combustibles MOX.

Como industria de procesos, la industria de la energía nuclear produce desechos: desechos normales a cualquier industria y desechos propios, como lo son los desechos radiactivos. Estos desechos, definitivamente son peligrosos y han exigido el desarrollo de tecnologías adecuadas para un manejo seguro.

En una primera etapa del ciclo de combustible, lo que serían las operaciones de minería, conversión y refinamiento; la radiactividad presente, es una radiactividad natural. Esta radiactividad debida a la desintegración natural del Uranio y el Torio, se ha evaluado como la más alta repercusión a la dosis colectiva, dentro de las actividades del ciclo.

En las actividades subsecuentes, hasta la operación del reactor, se presentarán desechos que están perfectamente identificados; por lo que se puede tener un estricto control de estos. Tal es el caso, de los diferentes tipos de efluentes y de productos de fisión concretos como: Tritio, Kriptón-85, Yodo-131 y 129, Estroncio-90, Carbono-14 etc...

Como etapa final del ciclo tenemos: las operaciones de reprocesamiento, las cuales se han ido mejorando, hasta llegar a ser adecuadas y confiables; y las operaciones de depósito, operaciones en las que aún se encuentran trabajando los principales países, para asegurar, con una confiabilidad del 100%, el adecuado confinamiento de la primera generación importante de desechos a depositar definitivamente, para principios del siglo XXI.

Actualmente ya no se somete a discusión, que el Uranio como recurso energético, sea una de las opciones más viables para el siglo entrante. Sin embargo, la energía nuclear y la fisión concretamente, como materia desconocida; aún es presa de la ignorancia popular y de los mitos que alrededor de ella se han formado. Existen infinidad de datos espectaculares que pueden ayudar a derribar estos mitos o tal vez a crearlos; pero no hay como empezar a adentrarse en este campo y tratar de darse cuenta de la realidad, de los adelantos y de esta madurez industrial de la que se ha estado hablando.

Sería ambicioso y seguramente fuera de lugar, el concluir a favor o en contra de la energía nuclear; sin embargo sería preciso el aceptar a la energía nuclear, como una industria establecida y

en vías de afrontar la posible responsabilidad energética del próximo siglo.

Para finalizar, cito textualmente: "...La industria nuclear dispone de los conocimientos y los medios técnicos, que hacen posible la manipulación y el almacenamiento en condiciones de seguridad de todos los tipos de desechos radiactivos, durante períodos de tiempo de hasta un siglo o más en caso necesario." (ref. 3)

## BIBLIOGRAFIA

- [1] International Atomic Energy Agency, Standardization of Radioactive Waste Categories, IAEA Tech. Report Series No 101, Vienna (1967)
- [2] IAEA, Radioactive Waste Management: A Status Report, IAEA, Vienna (1985)
- [3] Organización Internacional de Energía Atómica, Desechos Radiactivos, OIEA, Vienna (1983)
- [4] IAEA, Treatment of Alpha-bearing wastes, IAEA Technical Report Series No 287, Vienna (1988)
- [5] IAEA, Safe Management of Wastes from Mining and Milling Uranium and Thorium IAEA Safety Series No 85, Vienna (1988)
- [6] Ring, R.J., Levins, D.M., Gee, F.J. Radionuclides in Process and Waste Streams at an Operating Uranium Mill, (Proc. Albuquerque 1982), IAEA, Vienna (1982)
- [7] Pidgeon, R.T., Review of Non-Radiological Contaminants in the Long-Term Management of Uranium Mine and Mill Wastes, (Proc. Albuquerque 1982), IAEA Vienna (1982)
- [8] Ramsey, Jr. R.W., Tailings Technology, (Proc. Int. Symp. Albuquerque 1982), IAEA Vienna (1982)
- [9] IAEA, Management of Wastes from the Refining and Conversion of Uranium Ore Concentrate to UF<sub>6</sub>, IAEA-TECDOC-241
- [10] IAEA, Operational Management of Radioactive Effluents and Wastes Arisings in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No 50-SG-011
- [11] IAEA, Guidebook on the Introduction of Nuclear Power, IAEA Technical Report Series No 217, Vienna (1987)
- [12] IAEA, Handling and Storage of Conditioned High Level Wastes, IAEA Technical Report Series No 229, Vienna (1983)
- [13] IAEA, Treatment of Low and Intermediate Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No 276, Vienna (1984)
- [14] IAEA, Guidebook on Spent Fuel Storage, IAEA Technical Report Series No 240, Vienna (1984)
- [15] IAEA, Waste Management and Disposal, Report of International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, working group 7, IAEA (1980)

- [16] IAEA, A Basic Toxicity Classification of Radionuclides, IAEA Technical Report Series No 15, Vienna (1984)
- [17] IAEA, Operation and Control of Ion-Exchange Processes for Treatment of Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No 78, Vienna (1967)
- [18] IAEA, Operation of Evaporators for Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No 87, Vienna (1968)
- [19] IAEA, Chemical Treatment of Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No 89, Vienna (1968)
- [20] IAEA, Characteristics of Solidified High Level Wastes Products, IAEA Technical Report Series No 187, Vienna (1979)
- [21] IAEA, Techniques for the Solidification of High Level Wastes, IAEA Technical Report Series No 176, Vienna (1977)
- [22] IAEA, Control of Iodine in the Nuclear Industry, IAEA Technical Report Series No 148, Vienna (1973)
- [23] IAEA, Treatment of Low and Intermediate Level Solid Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No 223, Vienna (1983)
- [24] IAEA, Conditioning of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes, IAEA Technical Report Series No 222, Vienna (1983)
- [25] IAEA, Handling of Tritium-Bearing Wastes, IAEA Technical Report Series No 203, Vienna (1981)
- [26] IAEA, Separation and Disposal of Kr-85, IAEA Technical Report Series No 199, Vienna (1980)
- [27] IAEA, Immobilization of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes with Polymers, IAEA Technical Report Series No 289, Vienna (1988)
- [28] Bairiot, H., Vandenberg, C. Use of MOX Fuels. The Reasons to Start, IAEA Technical Report Series No 305, Vienna (1989)
- [29] Plurien, P., Avlis Technology, Principal Advantages and Problems. IAEA Technical Report Series No 305, Vienna (1989)
- [30] Nechaev, A.F., Trends in the Nuclear Fuel Cycle, Development in the 1990's and International Co-operation, IAEA Technical Report Series No 305, Vienna (1989)
- [31] IAEA-INFCE, Waste Management and Disposal, IAEA Vienna (1980)
- [32] Commissariat à l'Énergie Atomique, Industrie Nucleaire Française, CEA Paris 1982

[33] Rippon, S., The Quest for Disposal sites in Europe, Nuclear News February (1970), pp 91-95

[34] Salander, C., Radioactive Waste Disposal in the Federal Republic of Germany, Nuclear News February (1970), pp 97-100

[35] Nuclear News, Joint International Waste Management Conference, Nuclear News Meetings, February (1970), pp 102-104

[36] Nuclear News, World List of Nuclear Power Plants, Nuclear News February (1970), pp 81-82

[37] IAEA Design of off Gas and Air Cleaning Systems at NPP, IAEA Technical report Series No 274, Vienna (1987)