

Universidad Nacional de Ingeniería
FACULTAD DE INGENIERIA QUIMICA Y MANUFACTURERA



**Estudio Técnico para el Tratamiento de Residuos
Radiactivos Líquidos de Baja Actividad en el
Centro Nuclear "RACSO"**

TESIS

Para optar el Título Profesional de :

INGENIERO QUIMICO

GENARO ARMANDO RODRIGUEZ CARBAJAL

Lima - Perú
1996

**ESTUDIO TECNICO PARA EL TRATAMIENTO DE RESIDUOS
RADIOACTIVOS LIQUIDOS DE BAJA ACTIVIDAD EN EL
CENTRO NUCLEAR "RACSO"**

INDICE

INTRODUCCION

CAPITULO I. RESUMEN Y CONCLUSIONES

1.1	Resumen	9
1.2	Conclusiones	13

CAPITULO II. RESIDUOS EN PLANTAS NUCLEARES

2.1	Plantas Nucleares en América Latina	16
2.2	Residuos en Plantas Nucleares	23
	2.2.1 Residuos por su Estado Físico	23
	2.2.2 Por su Actividad y Vida Media	25
2.3	Repositorios de Residuos Radiactivos	
	a Nivel Mundial	35
2.4	Normas Internacionales de Protección	
	Radiológica	42

**CAPITULO III. RESIDUOS RADIATIVOS LIQUIDOS DE
BAJA ACTIVIDAD EN EL CENTRO NUCLEAR "RACSO"**

3.1	El Reactor Nuclear RP-10, Instalaciones	
	Auxiliare y Planta de Radioisótopos	47
3.2	Residuos Radiactivos en "RACSO"	57
3.3	Residuos Radiactivos Líquidos	62
3.4	Monitoreo y Evacuación	64

**CAPITULO IV. TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS
LIQUIDOS DE BAJA ACTIVIDAD**

4.1	Tratamientos	73
4.1.1	Por Resina de Intercambio Iónico	75
4.1.2	Por Decaimiento Radiactivo	77
4.1.3	Lecho de Infiltración	78
4.1.4	Precipitación Química	82
4.1.5	Otras Tecnología	96
4.2	Tratamientos para la Inmovilización	107
4.2.1	Inmovilización por Cemento	109
4.2.2	Otra Alternativas: Bituminización, Polimerización	136

CAPITULO V. PLANTA DE TRATAMIENTO QUIMICO

5.1	Antecedentes	139
5.2	Descripción del Proceso	140
5.3	Evaluación Técnica	143
5.4	Equipos y Puesta en Marcha	146

CAPITULO VI. ASPECTOS ECONOMICOS

6.1	Inversione	151
6.2	Costos de Operación	153

CAPITULO VII. BIBLIOGRAFIA

Glo ario	163
----------	-----

ANEXOS: 1) Características de lo líquido C.N. "RACSO"

2) Precipitación Selectiva.

3) Precipitación Múltiple.

4) Pérdidas de carga en la PTQ.

5) Abreviaturas

INTRODUCCION

El tema de los residuos radiactivos, viene adquiriendo importante notoriedad a nivel internacional, no sólo por los aspectos de vínculo cada vez más cotidiano entre los generadores de material radiactivo con el público y quizás éste es el problema que cobra otras dimensiones; se presentan de manera amenazante cuando se encuentran en países de alto grado de desarrollo nuclear, gran cantidad de residuos que no han sido dispuestos y se ensaya un buen número de armamento nuclear, casi presto a ser usado en conflictos bélicos.

Lo que destaca sin embargo, el presente Estudio, son las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear a la producción energética y a la medicina. La energía nuclear eléctrica constituye en Francia casi el 70% de su producción eléctrica, el 40% en España y un 15% en Argentina, por citar algunos países de Europa y su presencia en Latinoamérica. De todos ellos, el número de reactores nucleares en Estados Unidos es significativa. Las aplicaciones en Medicina son notorias y constituye una viable alternativa de terapia y diagnóstico mediante el uso de radioisótopos.

Los desarrollos teórico-experimentales que resumimos en el Estudio Técnico, trata de manera particular, los aspectos de la generación de residuos radiactivos y sus alternativas de tratamiento, cuando la energía nuclear ha sido aplicada con fines pacíficos. Es preocupación de quienes están incursos en dicha labor, el hacerla compatible con la actividad social y humana, asegurando su aislamiento y protegiendo adecuadamente a trabajadores, usuarios y población en general.

Las modernas instalaciones productivas deben armonizar sus intereses con la protección ambiental y la salud pública. La normatividad de los Estados es creciente para restringir operaciones irregulares que comprometan la atmósfera. En el país, las medidas legislativas han sido tomadas en algunos centros industriales y regiones, con el objetivo de prevenir la contaminación del medio ambiente, pero aún ello sería insuficiente, si es que no van acompañadas de apropiados tratamientos técnicos.

La actividad nuclear en el campo de sus aplicaciones pacíficas a diferencia de otros sectores, a nivel internacional, ha evolucionado con programas de protección y seguridad ambiental; que han permitido controlar en gran medida el uso de las radiaciones. Estos programas evolucionan, mejorando su eficacia, que de otro modo acarrea consecuencias que comprometen la salud y el habitat que debemos proteger. Estas medidas se intensificaron, luego de haberse conocido uno de los mayores accidentes, como fue el de Chernobil. Hacer toda actividad productiva y de servicio confiable a la sociedad desde el punto de vista de su seguridad es interés del Estudio propuesto.

CAPITULO I

RESUMEN Y CONCLUSIONES

1.1 Resumen

La Tesis titulada, "ESTUDIO TECNICO PARA EL TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIOACTIVOS LIQUIDOS DE BAJA ACTIVIDAD EN EL CENTRO NUCLEAR "RACSO"", presenta el nivel tecnológico alcanzado, con relación a la solución de los problemas, originados por la generación de residuos radiactivos, en las centrales nucleares y centros de investigación; así como, las alternativas tecnológicas utilizadas en el Centro Nuclear "RACSO" y otros países, para asegurar las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear al progreso de la ciencia y el bienestar de la humanidad.

El campo del tratamiento de residuos radiactivos es amplio, comprende los estados sólidos, líquidos y gaseosos, vinculado al nivel de la Actividad radiactiva. Incorpora los procedimientos seguidos en la formación de los contaminantes radioactivos, para aislarlo y minimizarlo, seguido del proceso o técnicas empleadas de inmovilización, después del cual se transporta, almacena y se realiza la disposición final, para lo cual se hace uso del Repositorio de tipo

superficial o geológico. Al conjunto de las acciones señaladas se le denominan como Gestión de Residuos Radiactivos.

El Estudio debe integrar inevitablemente aspectos normativos y regulatorios que se destaca en el sub-Capítulo 2,4; señalándose los Principios en que se apoya la gestión de residuos, los cuales significan un importante aporte, con criterios y medidas a adoptar con relación a los problemas generados por la contaminación ambiental por otros tipos de residuos peligrosos.

Se ha recopilado información acerca de la existencia de más de 400 reactores de producción de nucleo-electricidad en el mundo y 15 reactores de investigación en América Latina. El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) considera Reactores de Investigación hasta una potencia de 15 MW.

El Estudio da a conocer en el Capítulo IV, las formas de tratamiento para los diversos tipos de residuos que se señala en la Tabla N° 05, Los tratamientos son: Incineración, Compactación y Cementación para Residuos Sólidos; Decaimiento Radiactivo, Precipitación Química, Evaporación, Intercambio Iónico, y Membrana entre otros para los Residuos Líquidos. Como alternativas de Inmovilización se desarrolla la Cementación y resumidamente la Bituminización y Polimerización, usados principalmente para Residuos de Baja y Media Actividad, siendo la Vitricación aplicada a residuos de Alta Actividad.

Los tratamientos de Reducción de Volumen como de Inmovilización se realizan en el lugar de su generación o en plantas especialmente diseñadas. Estos se desarrollan en otros países. En el nuestro, los ensayos experimentales, se

realizan en el Area de Gestión de Residuos del Centro Nuclear "RACSO", en los que se ha buscado simular las condiciones específicas de Actividad y Composición de los líquidos radiactivos de baja actividad.

Se destaca en el Capítulo V, la construcción de una Planta de Tratamiento Químico, que para su puesta en marcha falta complementar la instalación del equipo mezclador de cemento. Se ha procedido a realizar ensayos de Precipitación Química y de Evaluación de Cementos nacionales que contó con el respaldo del CONCYTEC (Contrato N°521-07-93/OAI). La Planta química, tiene como propósito aislar los radionucleídos de interés radiosanitario como el Cesio-137 y el Cobalto-60, reduciendo volumen y concentrándolo para luego inmovilizarlo en cemento. Se ha obtenido mediante el método de Precipitación Múltiple un valor de Factor de Descontaminación de 83,69 y por Precipitación Selectiva se obtuvo 5,44; los cuales deben ser mejorados con ampliaciones de ensayos tomando en cuenta costos y técnicas de mayor rendimiento.

El Monitoreo y Evacuación (sub-Capítulo 3,4) se realiza apoyándose en la instrumentación nuclear, mediante la detección por espectrometría gamma, de los radionucleídos presentes en las muestras líquidas, contándose para ello con patrones de calibración y el software "Nucleus", que permite obtener valores de Actividad que van a ser comparados con los límites fijados por la Autoridad Regulatoria Nacional (OTAN), y decidir, según los niveles radiactivos encontrados, su evacuación al medio ambiente o posterior tratamiento.

El Capítulo VI de Aspectos Económicos, nos permite tomar conocimiento del monto de inversión de capital fijo alrededor de la construcción de la Planta Química equivalente a US\$ 291 190,31. Como costo de operación se ha obtenido un monto de US\$ 56 654,08; desprendiéndose que el producto cementado en un cilindro metálico de capacidad de 0,22 m³ es US\$ 236,05.

La significación de iniciar una alternativa de tratamiento, hace ver que tal esfuerzo de inversiones involucra costos, algunas veces por encima de disponibilidades presupuestales; cuyo enfoque se debe evaluar en cuanto a su beneficio social de interés para los usuarios de material radiactivo, como de la preservación del medio ambiente. El estudio realizado, habrá cubierto su propósito, si con ello sirve para presentar alternativas tecnológicas, a los problemas de generación de residuos en el país, en primer lugar la de los residuos radiactivos.

1.2 Conclusiones

- a) Propiciar mayores aportes a las investigaciones realizadas, en el objetivo de desarrollar un programa nacional de tratamiento de residuos peligrosos al ambiente y salud de la población como son los relaves de la minería, los efluentes de hospitales que poseen desechos contaminantes y líquidos radiactivos, las "colas" de la industria pesquera, industrias convencionales que usan procesos en la que generan líquidos y gases contaminantes como fundiciones y productoras de ácidos. En general, lograr una metodología a seguir con respecto a los residuos, con el fin de conservar los niveles de bienestar de la naturaleza y la población.
- b) Las Plantas de Decaimientos del RP-10 y de la Planta de Producción de Radioisótopos, constituyen bajo las condiciones actuales del tratamiento de los residuos líquidos, la opción más utilizada y apropiada para el tratamiento de los residuos líquidos radiactivos por los niveles de baja actividad y de corto período de semidesintegración. Algunos costos de estas plantas están destinados a dotar a estas instalaciones de las medidas de protección por blindaje, equipos de bombeo y transvase, así como del instrumental de mando, requiriéndose fundamentalmente un control sistemático de la presencia de los radioisótopos para detectar su composición y actividad.
- c) La Precipitación Química constituye la alternativa de Tratamiento a ser aplicada en el Centro Nuclear a los líquidos radiactivos que contengan radionucleídos de interés radiosanitario con un período de semidesintegración mayor de los 3 años

o actividades superiores a los límites recomendados por la Autoridad Nacional.

- d) El Tratamiento por Precipitación Química requiere ser acompañado de trabajos en laboratorio, en los que se evalúen los líquidos radiactivos para encontrar Factores de Descontaminación y Reducción de Volumen, que optimicen el proceso. Los valores obtenidos en las pruebas de Laboratorio, tanto para la precipitación como de reducción de volumen, son aún bajos en relación a los alcanzados por los países que han experimentado la tecnología. Se hace necesario integrar los ensayos de precipitación selectiva con reactivos coagulantes del tipo sulfato de aluminio, cloruro de fierro y otros de tipo polielectrolítico, para obtener, mejores mecanismos de: Reducción de Volumen, Tiempo de Formación del Precipitado y Período de mejor Velocidad de Sedimentación.
- e) El Estudio en su parte experimental con relación a los cementos nacionales, considera la relación Agua/Cemento de 0,40; como la de mejor opción para los trabajos de inmovilización de los residuos radiactivos concentrados, por su operatividad y obtención de resultados buenos en la evaluación de los parámetros de resistencia a la compresión, porosidad, pruebas de inmersión y velocidad de lixiviación. Añadiendo a los cementos un 10% de Arcilla se mejora los valores de la Velocidad de Lixiviación. Se resume que el cemento Atlas cubre las exigencias de resistencia a la compresión y de velocidad de lixiviación tanto, sin aditivos como en combinación con el 10% de Arcilla.

- f) La obtención del producto como cilindro cementado conteniendo el concentrado que deviene del proceso de precipitación química, es de gran importancia para el tratamiento de residuos radiactivos. Se demuestra que es viable técnica y económicamente, cumpliendo los requisitos de gestión internacional. Para el logro de este propósito y para la puesta en marcha de la Planta de Tratamiento Químico se debe culminar la instalación de la mezcladora automática y hacer corridas experimentales con reactivos de grado técnico y floculantes polielectrolíticos.
- g) La Gestión de Residuos Radiactivos, que engloba las etapas de: Minimización de la generación de residuos, Segregación y Caracterización, Pre-tratamiento, Tratamiento, Acondicionamiento (Inmovilización), Almacenamiento, Transporte, y Disposición Final; se debe considerar como un todo orientado y respaldado por la existencia de una instalación independiente. El costo que ello demanda se ve compensado con el beneficio económico que reporta, si lo comparamos con el costo que significa la restitución de las condiciones apropiadas, luego de la ocurrencia de un impacto ambiental desfavorable al medio natural y de trabajo.
- h) Como se proyecta en el estudio el Centro Nuclear, debe poner en relevancia la experiencia de los Repositorios existentes a nivel internacional; haciendo viable una instalación apropiada que permita el almacenamiento y disposición de residuos radiactivos, resolviendo los casos, en el futuro de: las fuentes selladas en desuso, el combustible gastado del Reactor RP-10, identificados como de media y alta actividad, y otros componentes que siendo de baja actividad son de mayor volumen.

CAPITULO II

RESIDUOS EN PLANTAS NUCLEARES

2.1 Plantas Nucleares en América Latina

Después de haberse hecho uso de las nucleares, por parte de Estados Unidos en las postrimerías de la segunda guerra mundial se da inicio en la Argentina a un importante desarrollo de las aplicaciones de la energía nuclear. De igual modo en Brasil y luego de una forma lenta y reducida en los demás países de latinoamérica, se desarrolló sobre todo bajo la influencia de los programas propiciados principalmente por los países que controlan la tecnología.

Cabe destacar, la evolución producida en Cuba, que contando inicialmente con el apoyo de la ex-Unión Soviética, está por culminar la Central Electro Nuclear (CEN) de Juraguá de dos unidades de reactores del tipo WPR-440, de 417 MW de potencia eléctrica cada uno [1].

La Tabla N°01 da cuenta de los reactores nucleares de potencia a nivel de los países latinoamericanos y regiones del mundo, ilustrativamente se presenta la Foto N°01 en donde se localiza la mayor presencia de dichos reactores.

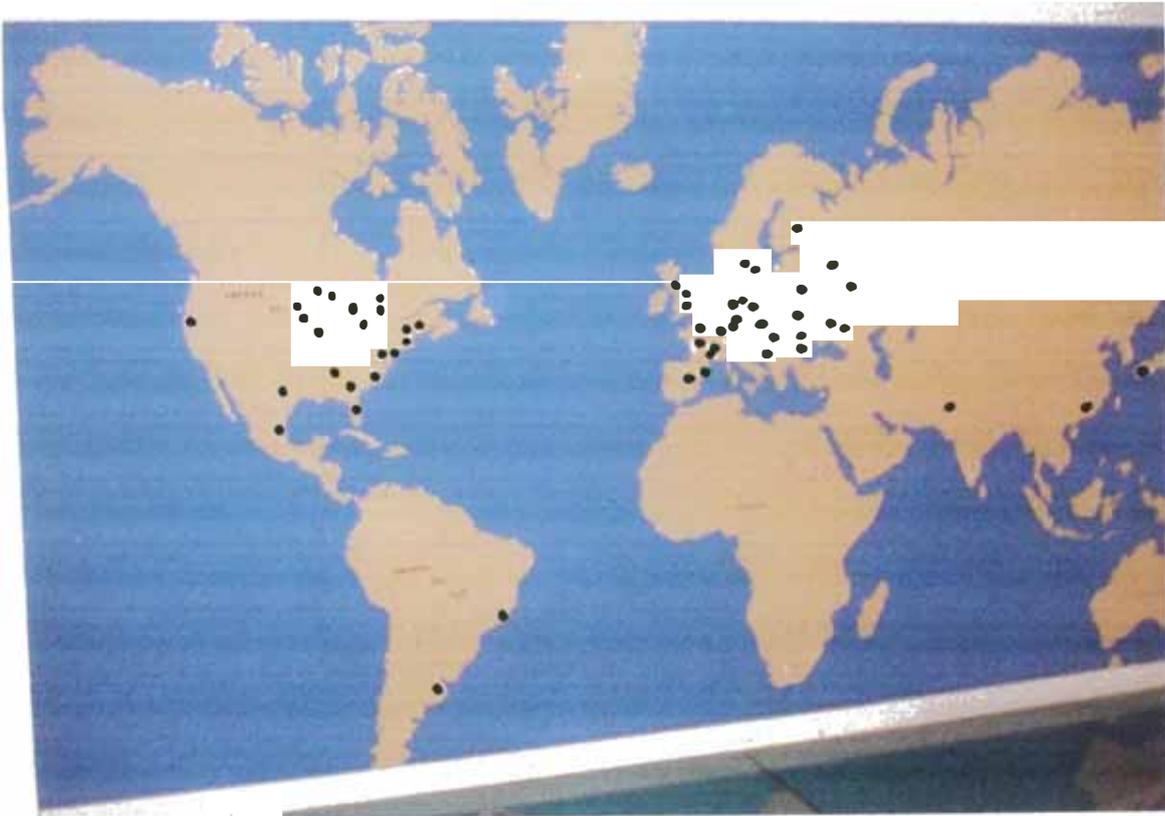


Foto No. 01 Reactore Nucleare en el Mundo.

TABLA N° 01**REACTORES NUCLEARES EN AMERICA Y EL MUNDO**

PAIS/REGION	EN OPERACION	POTENCIA MW(e)	CONSTRUCCION
Argentina	2	935	1
Brasil	1	626	1
México	1	654	1
Cuba	-	---	2
Canadá	22	15 775	-
Estados Unidos	109	98 784	11
Europa Oeste	157	121 889	13
Europa Este	64	50 680	49
Oriente	62	44 835	16
Oriente Medio	10	1 718	10
Africa	2	1 842	-
TOTAL	434	339 953	110

Fuente: Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Nuclear and Research Reactors in the World. Edition Data, Series N°3. 1994/12.

La Tabla N°02, nos muestra las características de los Reactores de Investigación a nivel de Latinoamérica considerando: a) tipo de recinto del núcleo, b) flujo térmico de los neutrones, c) tipo de moderador, d) número de barras de combustible y e) tipo de material utilizado.

En la Tabla N° 03, adicionalmente se amplían las características de los

reactores de investigación, señalándose el grado de enriquecimiento, es decir el porcentaje de Uranio-235 presente en la barra del combustible; la masa crítica, es decir la cantidad de uranio presente en el núcleo, seguido de la fuente de enriquecimiento, así como la empresa o país fabricante del combustible. De otro lado Cuba está próxima a inaugurar su "Centro de Isótopos" al servicio de la medicina nuclear [2].

De manera más específica en la Tabla N°04, se evidencia el uso de la potencia térmica en los reactores de investigación de Perú y Argentina. Comparando las aplicaciones dadas, se revela el grado de utilización del RP-10 del Perú.

TABLA N° 02

**CARACTERISTICAS DE LOS REACTORES DE INVESTIGACION EN
AMERICA LATINA**

REACTORES	TIPO	FLUX TERMICO (n/cm ² s)	MODERADOR	N° DE BARRA	TIPO DE BARRA
RA-1	Tanque	2,0 E12	Agua	4	Cd
RA-2	Piscina	4,7 E13	Agua	4	Cd
RA-3	Tanque	1,0 E07	Agua	-	SS
RA-5	Homogéneo	6,0 E06	Agua	2	Cd
RA-6	Tanque	6,0 E12	Agua	5	Cd,SS
BR-01	Piscina	3,2 E13	Agua	7	6B4C1Fe
BR-02	Mark I	3,0 E13	Agua	4	Ag/Cd
BR-03	Argonauta	2,0 E09	Agua, ZrO ₂ H	3	B4C
BR-04	C. Crítico	1,0 E09	Agua	16	Ag/In/ Cd
CO-01	Piscina	3,5 E11	Agua	4	B/SS,SS
CH-01	Piscina	5,0 E11	Agua	4	Cd
JM-01	Slowpoke	1,2 E12	Agua	4	C
MX-01	Mark III	3,3 E13	ZrO ₂ H, Agua	4	B4C
MX-02	Homogéneo	6,2 E06	Polietileno	2	Cd
MX-03	S. Crítico	2,6 E04	Agua	-	--
PE-01	C. Crítico	1,0 E07	Agua	4	Cd
PE-02	Piscina	1,7 E14	Agua	5	Ag/In/ Cd

C.= CONJUNTO; S.= SUB; Cd = Cadmio; RA = Argentina; BR= Brasil; CO=Colombia; Ch=Chile; Jm= Jamaica; MX=México; Pe=Perú

Fuente: OIEA, Serie N° 3, December 1994.

TABLA N° 3

**COMBUSTIBLE NUCLEAR EN LOS REACTORES DE
INVESTIGACION EN AMERICA LATINA**

REACTORES	% ENRIQUEC. MIN / MAX	MASA CRITICA (Kg)	FUENTE DE ENRIQ.	ORIGEN DEL FISIL	FABRICACION COMBUSTIBLE
RA-01	20/20	2,0	USAEC	USA	Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina
RA-02	90/90	3,18	USA	USA	
RA-03	20/20	2,9	USA	USA	
RA-05	20/20	0,7	USA	USA	
RA-06	90/90	3,3	USA	USA	
BR-01	20/93	3,6	USA	USA	United Nuclear
BR-02	20/20	2,0	USA	USA	General Atomic
BR-03	19,1/19,91	2,11	USDOE	USDOE	IPEN/SP/Brasil
CH-01	45/80	3,3	USA	USA	Nuclear Fuels Ltd.Inglaterra
CO-01	90/90	2,0	USAEC	USA	B. & W. USA
JM-01	93/93	0,8	USA	USA	AECL,Ca, USA
MX-01	20/20	2,38	USA	USA	Technologies, USA
MX-02	20/20	0,67	USA	USA	Nuken, Alemania
MX-03	0,71/0,71	Subcritica	USA	USA	USA
PE-01	20/20	2,73	US/CNEA	US/CNEA	CNEA,Argentina
PE-02	19,7/19,7	4,5 U-5	USA	USA	NUKEN,Alemania
VE-01	20/20	3,78	USERDA	USA	JEN (España), AEA,Inglaterra

Fuente: OIEA, Series N°3, December 1994.

2.2 Residuos en Plantas Nucleares

Se encuentran residuos radiactivos desde la generación de los productos de fisión, activación o de síntesis logrados en los procesos de explotación de un Reactor Nuclear, sean estos de potencia núcleo eléctrica, o de investigación como el Centro Nuclear "RACSO"[4]. La Figura N°01, muestra las fuentes de residuos radiactivos provenientes del ciclo del Combustible nuclear, a los cuales se agregan los generados en las plantas de producción de radioisótopos y los que resultan de las aplicaciones en la industria, medicina y la investigación.

Su formación es inherente a las reacciones nucleares, ya que debido a los procesos de fisión que se producen aparecen radionucleídos adicionales a los que son precisamente de interés, ya sea por corrosión, por impurezas del producto irradiado, o por decaimiento de emisores madres, entre otros factores [5].

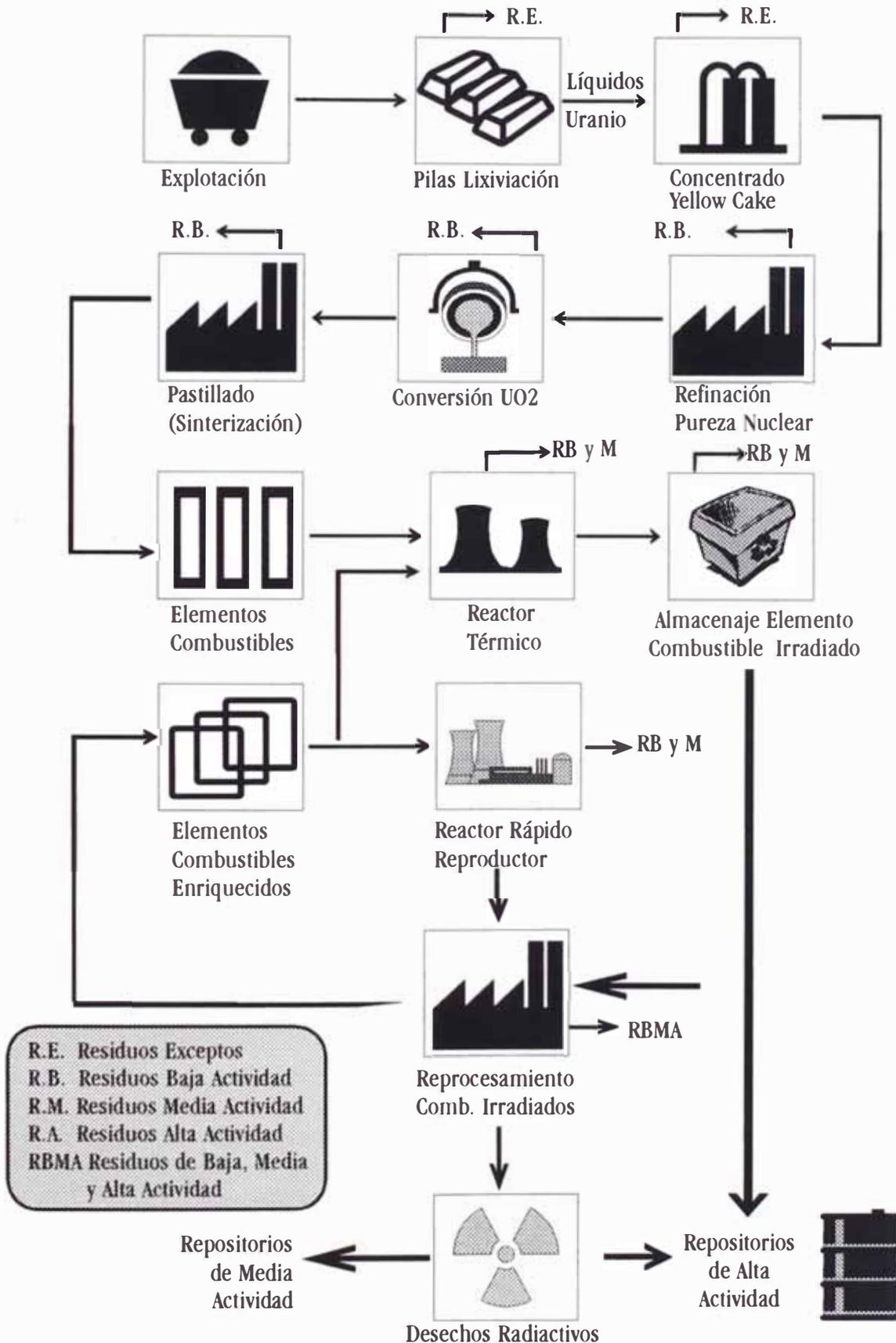
2.2.1 Residuos Radiactivos por su Estado Físico y Actividad

Se presentan dichos radionucleídos en los sólidos, líquidos y en el aire circundante a las operaciones radiactivas.

En el estado líquido se tiene una alta, media y baja actividad, siendo principalmente de emisores gamma y beta, se produce en el primer ciclo de reprocesamiento, en las celdas calientes de las instalaciones radiactivas circundantes al reactor como planta de reprocesamiento, de producción de radioisótopos y de productos de activación de neutrones.

Figura No. 1

RESIDUOS RADIAATIVOS PROVENIENTES DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR



En los sólidos se presenta alta exposición en contacto, alto índice de peligrosidad, baja exposición en contacto como en los materiales y equipos de reprocesamiento de uranio, contenedores del reactor y celdas calientes. Sus tipos de radiación son alfa, beta y gamma, presentándose por las radiaciones alfa la contaminación superficial.

Los gaseosos se consideran en la medida en que fluyen gases nobles, gases radiactivos como el tritio-3 o el iodo-131 en las fases iniciales de la fisión, los cuales devienen en realidad en sólidos por los tipos de filtración que se producen en los recintos o instalaciones nucleares sujetos a sistemas de ventilación. Los filtros como los HEPA, permiten asegurar un rendimiento cercano al 100 por ciento de retención de emisores alfa, y beta principalmente.

2.2.2 Tipos de Residuos por su Actividad y Vida Media

Residuos de Alta Actividad

Son los residuos que se presentan en el reprocesamiento de combustible nuclear irradiado (Foto N°02), son intensamente radiactivos. Los residuos de alta actividad son relativamente de bajo volumen, pero tienen un alto grado de calor debido a la energía del decaimiento.

Este calor es tomado por un diseño de almacenamiento o facilidades de disposición. El residuo de alta actividad contiene el mayor inventario radioactivo proveniente del ciclo del combustible nuclear.



Foto No. 02 Superior Izquierdo : Almacenamiento en Piscina
 Inferior Izquierdo : Almacenamiento en Seco
 Superior Derecho : Pilas de Almacenamiento en Piscina
 Inferior Derecho : Transporte de Combustible Irradiado.

Por lo general, los residuos de alta actividad tienen una vida media larga (sobre los 100 años), entre los que se encuentra el plutonio-239, uranio-233, uranio-235, americio-254. Los hay de período de vida media y corta. Por su actividad los de alta se hallan en los niveles mayor o igual a 370 GBq/lit, equivalente a $1,0 \times 10^4 \mu\text{Ci/ml}$. Investigaciones recientes, frente a los riesgos de los radionucleidos de largo período de semidesintegración, proyectan desdoblarlos por transmutación a residuos de bajo y medio período de semidesintegración.

Residuos de Actividad Intermedia

Son residuos con un contenido radiactivo sobre los límites del residuo de baja actividad. Los residuos de actividad intermedia (Foto N°03) se presentan de diferentes formas, incluyendo el revestimiento de metal del combustible del reactor nuclear, componentes del reactor, residuos de procesos químicos y filtros. La actividad se encuentra entre 370 GBq/lit y 3,7 MBq/lit, o lo que es lo mismo entre $1,0 \times 10^4 \mu\text{Ci/ml}$ y $1,0 \times 10^1 \mu\text{Ci/ml}$. Por lo general estos residuos se encuentran en períodos de vida media comprendido entre de 10 a 100 años. Gran parte de las fuentes selladas de aplicación industrial y de radioterapia, se considera como residuo de actividad intermedia.



Foto No. 03 El Cabril: Contenedores de Hormigón para el almacenamiento de Residuos de Media y Baja Actividad (España).

Residuos de Baja Actividad

Son residuos con un contenido radiactivo menores de 3,7 MBq/lit ó 1,0 E-01 μ Ci/ml.

El residuo de bajo nivel incluye materiales de construcción desechables, jebes, jeringas descartables, caucho, vestimentas, protectores en desuso, materiales diversos; líquidos de lavado, de diluciones, líquidos de regeneración de resinas, etc. A diferencia de los residuos de alto y medio nivel, los de bajo nivel no requieren normalmente celdas que protejan la emisión de radiación durante la manipulación y transporte, usándose fundamentalmente celdas y tanques de decaimiento.

Las Tablas N^o 05 y N^o 06, resumen las características de los residuos radiactivos y su tratamiento a nivel de centros de investigación y centrales nucleares; en el caso de la Tabla N^o 06 que se presenta de manera resumida, nos indica la aplicación de las técnicas de tratamiento y acondicionamiento (inmovilización) de los residuos radiactivos; observándose, las etapas de aplicación, investigación o de planeamiento en que se encuentran.

TABLA N° 05

CARACTERISTICAS DE LOS RESIDUOS RADIACTIVOS

TIPO	ACTIVIDAD	ORIGEN	RANGO	TRATAMIENTO
Líquidos	Alta	Reactores de reprocesamiento, celdas calientes	> 1,0 E04 mCi/lt	Vitrificacion Bituminizacion Concreto Polimerizacion
	Mediana	Fase Final del reprocesamiento planta de descontaminación	1E-01 /1E04 mCi/lt	Interc. Ionico Precipitacion Evaporacion Concreto
	Baja	Planta de Producción de radioisótopos, celdas de activación	< 1,0 E-01 mCi/lt	Decaimiento Lecho de infiltracion Evaporacion Concreto
Sólidos	Alta Exposición	Combustible Enriquecido	> 200 mR/hr	Instalaciones especiales
	Alta Peligrosidad	Plutonio otros de vida larga	>> Tasa de dosis	Repositorios geologicos
	Baja Exposición	Combustible Gastado, Fuentes selladas en desuso	< 200 mR/hr	Compactación Concreto Bituminizacion Almacenamiento
	Próximo a Fondo Natural	Diversas fases del ciclo	<50 mR/hr	Incineracion Compactacion Trincheras abiertas
Gaseosos	Filtrable	Filtros de ventilación	Segun radionuc leido	Control Compactacion Concreto
	No Filtrable	Ductos y ambientes	Fugas	Evaluacion por monitoreo

Fuente: Recopilación bibliográfica y experimental; [5], [6], [7], [11], [24]

TABLA N° 06

**TRATAMIENTO Y ACONDICIONAMIENTO DE LOS RESIDUOS
RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIANA ACTIVIDAD EN LA OIEA.**

PAIS	TRATAMIENTO		ACONDICIONAMIENTO	
Alemania (Unificada)	Compactación	C	Cementación	C
	Evaporación	C	Película Delgada	C
	Intercambio Iónico	C	Evaporación rotativa	
	Evaporación	C	Concreto	C
	Compactación	C	Secado, Empaquetado	C
	Incineración	C	Compactacion	
	Desaguado, Decaimiento	C		
Argentina	Compactación	C	Cementación	C
	Evaporación	C	Concreto	P
	Intercambio Iónico	R	Compactación	C
	Incineración	C		
	Precipitación Química	P		
Bélgica	Compactación	C	Concreto	C
	Precipitación Química	C	Bitumen	C
	Evaporación	C		
	Incineración	C		
Brasil	Compactación	C	Concreto	C
	Precipitación Química	R	Bitumen	P
	Evaporación	C		
	Incineración	P		
	Intercambio Iónico	R		
	Pulverización	C		
Canadá	Compactación	C	Bitumen	C
	Incineración	C		
	Microfiltración	C		
Chile	Compactación	C	Concreto	R
	Precipitación Química	P	Bitumen	P
	Intercambio Iónico	R		

China	Compactación Precipitación Química Evaporación Incineración Intercambio Iónico	P C C R C	Concreto Bitumen Polimeros	C C R
Cuba	Compactación Precipitación Química Evaporación Incineración Intercambio Iónico	P P P R P	Concreto Bitumen	C P
Egipto	Compactación Precipitación Química Evaporación Intercambio Iónico Ultrafiltración Técnica de Membrana	P P P P R R	Concreto Polimeros	P R
Estados Unidos	Compactación Evaporación Incineración Intercambio Iónico	C C C C	Concreto Bitumen Polimeros	C C C
España	Compactación Evaporación Incineración Intercambio Iónico	C C R C	Concreto	C
Finlandia	Compactación Evaporación Intercambio Iónico Microbiano	C C C P	Concreto Bitumen Tambores de acero	p C C
Francia	Compactación Precipitación Química Evaporación Incineración Intercambio Iónico	C C C C C	Concreto Bitumen Cemento+bitumen Polimeros	C C C C
Holanda	Compactación Precipitación Incineración Empaquetamiento	C C P P	Concreto	C

Indonesia	Compactación Evaporación Incineración Precipitación Química Decaimiento Intercambio Iónico	C C C P C R	Concreto Polímeros Vitrificación Fusión	C P P P
Inglaterra	Compactación Incineración Intercambio Iónico Supercompactación Evaporación	C C C P C	Concreto	C
Italia	Compactación Precipitación Química Evaporación Incineración Intercambio Iónico	C C C C C	Concreto Polimeros	C R
Japón	Compactación Evaporación Incineración Intercambio Iónico Peletización Pirolisis	C C C C C P	Concreto Bitumen Polimeros Concreto	C C C R
Korea	Compactación Precipitación Química Evaporación Incineración Intercambio Iónico	C C C R C	Concreto Bitumen Polimeros	C C R
Noruega	Compactación Evaporación Incineración Intercambio Iónico	C C C C	Concreto Bitumen	C R
Pakistan	Dilución Intercambio Iónico Compactación	C C P	Concreto	C
Perú	Decaimiento Lecho infiltración Precipitación Química	C C P	Compactación Cementación	P P

Polonia	Compactación	P	Concreto	C
	Evaporación	R	Bitumen	R
	Incineración	R	Polimeros	C
	Calcinación	P		
	Precipitación Química	C		
	Intercambio Iónico	P		
	Peletización	C		
Rumania	Compactación	C	Concreto	C
	Evaporación	C	Cemento	C
	Incineración	C		
	Dilución	C		
	Precipitación Química	C		
	Intercambio Iónico	C		
Rusia	Compactación	C	Concreto	C
	Precipitación Química	C	Bitumen	P
	Evaporación	C	Cementacion	C
	Incineración	R	Calcinacion	C
	Intercambio Iónico	C		
Suecia	Compactación	C	Concreto	C
	Precipitación Química	C	Bitumen	C
	Evaporación	C		
	Incineración	C		
	Intercambio Iónico	C		
Suiza	Compactación	C	Concreto	C
	Precipitación Química	C	Bitumen	C
	Incineración	C	Polímeros	C
Turquia	Compactación	C	Concreto	C
	Precipitación Química	C	Bitumen	R
	Evaporación	R	Polimeros	R
	Incineración	R		
	Intercambio Iónico	R		

Nota: C = Práctica Corriente; P = Práctica Planeada;
R = Actividad de Investigación y Desarrollo.

Fuente: Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)-629. Radioactive Waste Management Profiles. Data Base, October 1991

2.3 Repositorios de Residuos Radiactivos a Nivel Mundial

La disposición definitiva de residuos radiactivos, según los tipos a considerar, implica la construcción de un emplazamiento o repositorios que pueda tener las siguientes características:

- a) De tipo superficial o evacuación poco profunda para residuos de baja y media actividad [6].
- b) De profundidad intermedia, que involucra riesgos mayores que los de residuos de baja actividad.
- c) Formación geológica utilizados para elementos combustibles gastados y emisores alfa transuránidos.

Los repositorios se diferencian de otras formas provisionales o temporales de almacenamiento de residuos radiactivos, por el carácter estable y duradero de cientos y miles de años, que debe poseer para aislar y retener los efectos de las radiaciones ionizantes; fundamentalmente de radionucleídos de actividad alta y de período de semidesintegración mayores de 10 años.

El repositorio geológico, es el lugar de disposición de residuos construido generalmente en rocas consolidadas, a una profundidad de varios cientos de metros, que bien puede ser de una formación continental, siendo concebido principalmente para residuos de alta actividad.

El planteamiento involucra principalmente un importante estudio del sistema de seguridad [7] multidisciplinario que conlleva lo siguiente:

*** Caracterización de los Residuos:**

- Actividad en función del tiempo
- Cantidad de residuos
- Especies químicas presentes
- Generación de calor en función del tiempo

*** Características del Repositorio**

- Dimensiones
- Material estructural
- Material de relleno

*** Características de la Geósfera**

- Geológicas
- Hidrogeológicas
- Geoquímicas

*** Características de la Biósfera**

- Acuáticas
- Terrestres
- Demográficas
- Atmosféricas

El principio de seguridad incurso, en la implementación de los repositorios es "la defensa en profundidad", lo cual implica el empleo usual de varias barreras de tipo físico-químico, ingenieriles y geológicas, orientados a demorar o impedir la migración del radionucleído al medio circundante.

La Tabla N° 07, nos muestra el tipo de disposición superficial y geológica que se realiza en los países del OIEA, de residuos radiactivos de baja y mediana actividad.

Una evaluación mayor de los Repositorios Geológicos indica que ello está en la mayoría de los países en investigación, los cuales se orientan a una práctica corriente para la Gestión de Residuos de Alta Actividad. La mayor parte de ésta alternativa se encuentra en una fase de almacenamiento provisional, o en piscinas instaladas en la vecindad de los reactores nucleares, tanto para los combustibles gastados o de instalaciones en seco, fuera del reactor, para enfriamiento convectivo de los mismos combustibles.

Estas alternativas varían según las políticas y estrategias seguidas para el uso de la energía nuclear [8], las cuales se resumen en los llamados "ciclo abierto" y "ciclo cerrado". El "ciclo abierto" considera que los elementos combustibles quemados que contienen el 95% del inventario radiactivo de alto impacto, pueden ser gestionados por inmovilización en contenedores, almacenamiento en seco o por vitrificación.

TABLA N° 07

DISPOSICION DE LOS RESIDUOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD

PAIS	ALMACENAMIENTO (AÑOS)	METODO DE ALMACENAMIENTO	METODO DE DISPOSICION	
Alemania (Unificada)	0	Instalación Ingenieril	Cavidad rocosa Repositorio geológico a profundidad	C P
Argentina	0-10	Instalacion Ingenieril	Trinchera Enterram. Superficial Repositorio geológico	C C P
Belgica	20-25	Instalacion Ingenieril	Repositorio geologico (ILW)	P
Brasil	10	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo.	P
Bulgaria	3	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo.	C
Canadá	NI	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo.	C
Chile	30	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial Almacenamiento por decaimiento. Trinchera	C C P
China	5	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo. Cavidad rocosa Fracturamiento	P P P
Cuba	10-15	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial Enterramiento poco profundo.	C P
Egipto	50	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial	P

Estados Unidos	Mínimo	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial Enterramiento poco profundo.	P C
España	Mayor de 1	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial tipo ingenieril	C
Finlandia	15-25	Instalación Ingenieril	Cavidad rocosa	P
Francia	1	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial Enterramiento poco profundo.	C P
Holanda	Mayor de 50	Instalación Ingenieril	Repositorio geológico	P
Indonesia	Mayor de 5	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial Dilucion / Dispersion Enterramiento poco profundo.	P C P
Inglaterra	0 (LLW) >2000 (ILW)	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial Repositorio geológico a profundidad	C P
Italia	Mínimo	Instalación Ingenieril	Instalación Superficial	P
Japón	3-10	Instalación poco profunda	Enterramiento poco profundo. Lecho marino	P P
Korea	10-20 1 (LLW)	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo. Cavidad rocosa	P P
Noruega	1-5 (LLW) 5-10 (ILW)	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo. TBD (ILW)	C P
Pakistan	1 semana 0	Líquidos Solidos no almacenados	Descarga después de dilución Enterramiento poco profundo.	C C
Peru	20-30	Instalación Ingenieril	Trinchera Almacén superficial	C C

Polonia	0-5 (LLW) 10-15 (ILW)	Instalación Ingenieril	Instalación superficial Repositorio geologico a profundidad	C P
Rumania	0	Instalación Ingenieril	Cavidad rocosa	C
Rusia	1	Instalacion poco profunda	Instalación superficial Cavidad rocosa Repositorio geologico a profundidad	C C P
Suecia	1-10	Instalación Ingenieril	Enterramiento poco profundo.	C
Suiza	Mínimo	Instalación Ingenieril	Repositorio geologico a profundidad	P
Turquía	Mínimo	Instalacion poco profunda	Instalación superficial Enterramiento poco profundo.	P P

Nota: C = Práctica Corriente; P = Práctica Planeada;
R = Actividad de Investigación y Desarrollo.

Fuente: Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)-629. Radioactive Waste Management Profiles. Data Base, October 1991

El "ciclo cerrado", los elementos combustibles son sometidos a operaciones de reprocesamiento a través de los cuales se recupera el uranio y plutonio y se gestionan los productos de fisión y actínidos, que constituyen residuos sólidos y líquidos de alto, medio y bajo impacto.

Una estrategia adecuada para almacenar y disponer los residuos radiactivos en función de su actividad y período de decaimiento es lo que señalamos en la Fig.

Nº02.

**ESTRATEGIA DE ALMACENAMIENTO Y REPOSITORIOS PARA LOS
TIPOS DE RESIDUOS RADIATIVO**

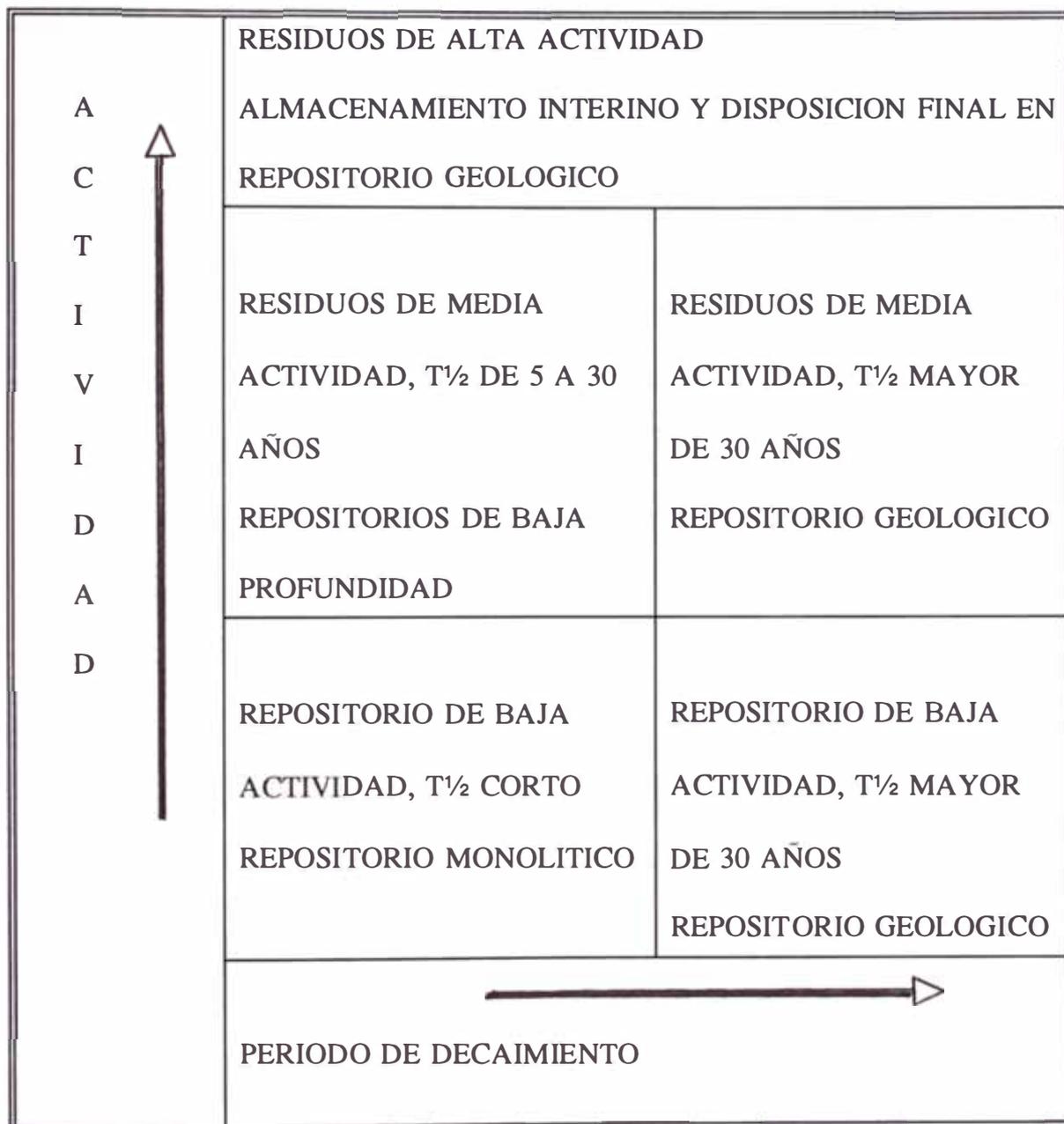


Figura N° 02 Estrategia de Almacenamiento y Repositorios para los Tipos de Residuos Radiactivos.

2.4 Normas Internacionales de Protección Radiológica.

La Gestión de Residuos Radiactivos, se inscribe como parte de las actividades de las instalaciones nucleares y radiactivas, en la cual rigen Normas Internacionales de Protección Radiológica, que son suscritas y controladas por el Organismo Técnico de la Autoridad Nacional (OTAN), vinculada al Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN).

El OIEA en su publicación Safety Series N° 111-F, hace público los principios de Gestión de Residuos Radiactivos, a partir del considerando que los residuos radiactivos se constituyen en una fuente de radiación ionizante, reconocida como una fuente potencialmente peligrosa para la salud humana. Los principios que se señalan y se suscriben son:

PRINCIPIO N° 1.- PROTECCION DE LA SALUD HUMANA

Los residuos radiactivos serán gestionados por una vía segura que permitan un nivel aceptable de protección de la salud humana.

PRINCIPIO N° 2.- PROTECCION DEL AMBIENTE

Los residuos radiactivos serán gestionados en un camino tal que provean una aceptable protección del ambiente.

PRINCIPIO N° 3.- PROTECCION FUERA DE LAS FRONTERAS NACIONALES

Los residuos radiactivos serán gestionados en un camino tal que asegure que los efectos posibles en la salud humana y el ambiente fuera de las fronteras nacionales serían tomados como propios. Ello está basado en la premisa que una ciudad tiene como deber actuar responsablemente y como mínimo no imponer efectos a la salud humana y al ambiente en otras ciudades, ni más detrimento que la que haya juzgado aceptable para su propia frontera [9].

PRINCIPIO N° 4.- PROTECCION DE FUTURAS GENERACIONES

Los residuos radiactivos pueden ser gestionados en un camino tal que limite el impacto sobre la salud de futuras generaciones, es decir que no sean mayores que los niveles relevantes de impactos en los que ahora son aceptables.

PRINCIPIO N° 5.- CARGA SOBRE FUTURAS GENERACIONES

Los residuos radiactivos serán gestionados en un camino tal que no imponga cargas indebidas a las futuras generaciones. La responsabilidad de la generación presente incluye el desarrollo de la tecnología, facilidades de construcción y operación, de proveer un sistema fundado en planes y control suficiente para la administración de los residuos.

PRINCIPIO N° 6.- PROTECCION LEGAL NACIONAL

Los residuos radiactivos serán gestionados dentro de un apropiado marco legal nacional, incluyendo localización clara de responsabilidades y provisión para funciones regulatorias independientes.

PRINCIPIO N° 7.- CONTROL DE LA GENERACION DE RESIDUO

La generación de residuos radiactivos será resguardada con una práctica mínima, en términos de Actividad y Volumen, con la adopción de apropiadas medidas de diseño, operación y práctica de descontaminación y clausura.

PRINCIPIO N° 8.- INTERDEPENDENCIA DE LA GENERACION Y GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS

La interdependencia entre todas las etapas de la generación / gestión de residuos radiactivos, debe ser considerado esencial. Las etapas para abordar este paso comprende: Pretratamiento, Tratamiento, Acondicionamiento, Almacenamiento y Disposición.

PRINCIPIO N° 9.- SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES

La seguridad de las instalaciones para la Gestión de los Residuos Radiactivos será apropiadamente asegurada durante su tiempo de vida. El diseño, construcción, operaciones y actividades durante la descontaminación y clausura de una

instalación o de un repositorio puede requerir mantenimiento, donde es aplicable un adecuado nivel de protección y posible límite de impacto radiológico.

A los principios señalados, debemos agregar lo que se estipula para la Protección Radiológica: a) Límite de dosis, b) Optimización y c) Justificación de la práctica.

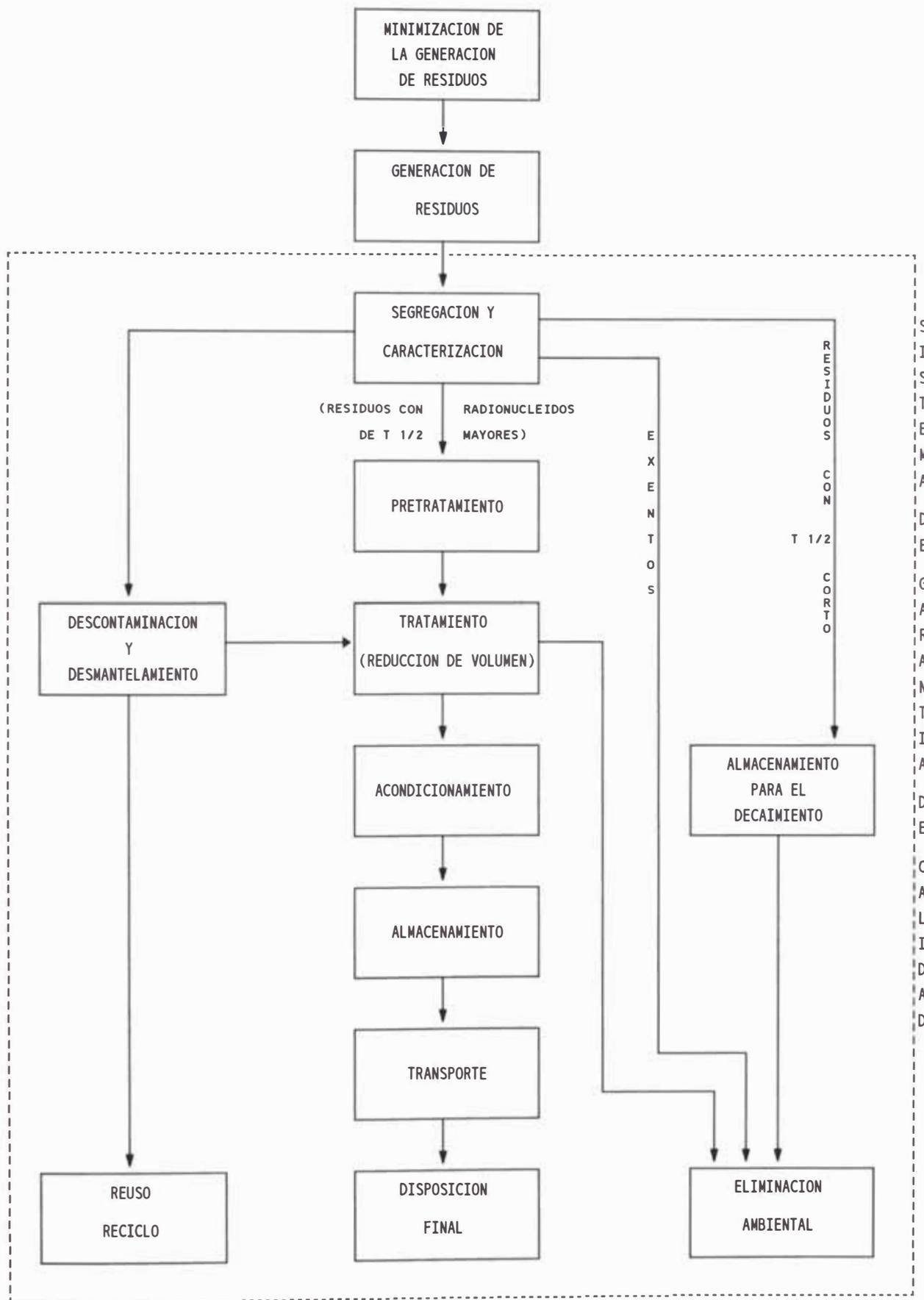
El Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP) ha difundido en su Publicación 60, el límite de dosis de:

- Una dosis efectiva de 20 mSv/año, como promedio en un período de 5 años.
- Una dosis efectiva de 50 mSv en un solo año.
- Para los distintos órganos y tejidos se señala en 500 mSv a excepción del cristalino cuyo límite está de 150 mSv. El límite anual para el público es de 1 mSv.

La Figura N° 03 muestra los requerimiento de conjunto que nos plantea la práctica de la Gestión de Residuos considerando los principios, experiencias y desarrollos realizados en diversos países, y que fueron expuestos en el Curso Regional de Residuos Radioactivos realizados en Madrid España.

Figura No.03

SISTEMA DE GESTION DE RESIDUOS RADIOACTIVOS



CAPITULO III

RESIDUOS LIQUIDOS DE BAJA ACTIVIDAD EN EL CENTRO NUCLEAR "RACSO"

3.1 El Reactor Nuclear RP-10, Instalaciones Auxiliares y Planta de Producción de Radioisótopos.

El reactor del Centro Nuclear "RACSO", (RP-10) [10], como se señala en la Tabla N°04, es de una potencia térmica de 10 MW, tipo piscina con un flujo máximo de 4×10^{14} neutrón/cm².seg. Los elementos combustibles son de tipo placa, conteniendo uranio enriquecido al 20% envainado en aluminio. El reflector está formado por elementos de grafito, sobre los que actúa como refrigerante el agua desmineralizada. La regulación del reactor se efectúa mediante cuatro barras de control, de cadmio envainado en acero inoxidable, y una barra de acero para control fino.

El reactor se encuentra dentro de un edificio de contención (Foto N°04), es un recipiente cilíndrico de 11 mts de altura por 4 mts de diámetro, construido en acero inoxidable, contenido en un block de concreto pesado. Entre las partes del Reactor se cuenta al Núcleo, compuesto por elementos combustibles del tipo



Foto No. 04 Vista exterior del Reactor de Investigaciones RP-10.

MTR (material testing reactor) contenido en cajas de aluminio en cuyo interior se encuentra el uranio enriquecido, y las barras de control que permite graduar la potencia a la que se desea trabaje el reactor.

El tanque principal (Foto N° 5), contiene al núcleo y el agua que sirve para refrigerar el combustible, moderar la energía de los neutrones y hacer de blindaje contra las radiaciones.

La pileta auxiliar actúa como depósito de transferencia, almacenamiento y enfriamiento de los elementos combustibles usados, cumpliendo fines de protección y una etapa preliminar de confinamiento, tiempo durante el cual decaerá su actividad radiactiva.

Los sistemas de refrigeración están compuestos por dos circuitos primarios y secundarios.

Las facilidades de irradiación están compuestas por: tres conductos radiales, un conducto tangencial, un conducto radial para neutrografía, dos sistemas neumáticos y 6 posiciones para cajas de irradiación.

Son los flujos de neutrones producidos en el núcleo del Reactor los que se utilizan en los reactores de investigación a diferencia de los reactores de potencia en los que se usa el calor generado para mover las turbinas y permitir la generación del fluido eléctrico.

El conjunto electromecánico, está provisto de un sistema de detección sísmica ligado a la lógica de los dispositivos del "scram", que asegura la detención del reactor ante cualquier situación de riesgo.

Instalaciones Auxiliares

El Reactor cuenta con sistemas auxiliares para el tratamiento térmico y químico del refrigerante, a través del circuito primario y secundario de efluentes de agua (Figura N° 04 y Foto N° 06). Posee un sistema de seguridad contra accidentes por cortes de flujo y pérdida del mismo. Para impedir la contaminación de la capa superficial de agua de refrigeración en el tanque del núcleo del reactor, actúa un "colchón" caliente, de 7° a 8 °C por encima de la temperatura normal de piletas; de alta pureza, a nivel de superficie en las piletas principal y auxiliar del reactor.

Los dispositivos de instrumentación y control permiten la operación del reactor y sus sistemas auxiliares, distinguiéndose la instrumentación y control convencional (mediciones, regulaciones, alarmas, sistemas de seguridad y enclavamientos) y la nuclear (neutrónica y seguridad nucleare). Los elementos que componen las cadenas de instrumentación, modulares y normalizadas, se distribuyen entre elementos primarios sobre el proceso y la sala de control. Los parámetros medidos incluyen temperatura, presiones, niveles de agua y conductividad del refrigerante. Los sistemas de regulación mantienen en forma automática ciertas variables en valores que están comprendidos como idóneos para el proceso.



Foto No.05 "Boca de Tanque"; Zona de Instrumentación del RP-10.

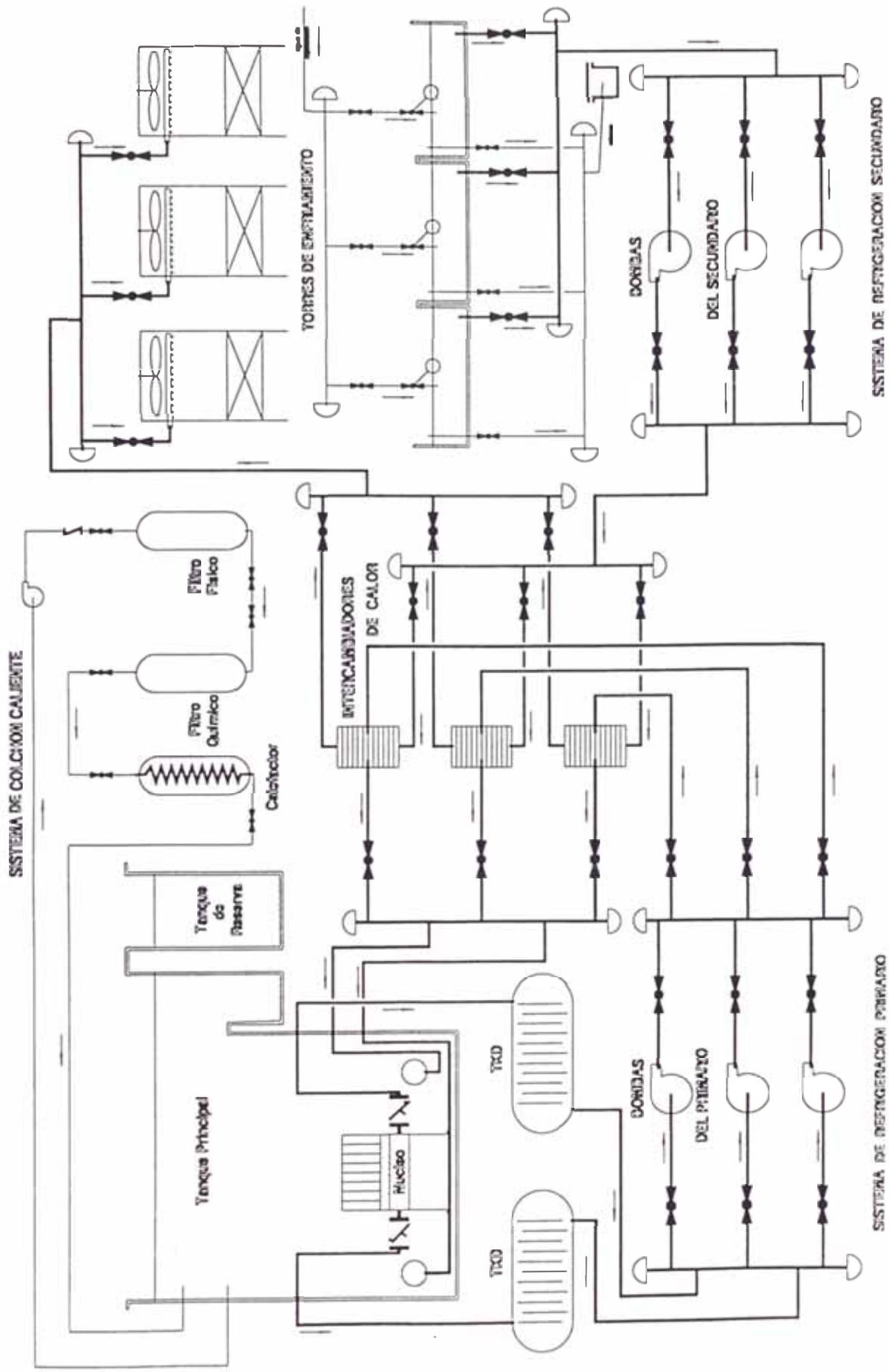


Figura No. 04 Circuito Primario y Secundario del RP-10.



Foto No. 06 Planta de desmineralización de agua por intercambio iónico.

Planta de Producción de Radioisótopos

La Planta de Producción de Radioisótopos está adyacente al Reactor y se comunica directamente. Por la necesidad de obtener un alto promedio de disponibilidad de las instalaciones, la planta posee por duplicado el equipamiento necesario que permita asegurar su normal funcionamiento, en caso de accidente o fallas. Un sector con celdas de producción, que por su elevado costo no resulta conveniente duplicar, está dotado interiormente de equipos totalmente modulares, fácilmente recambiables.

Las celdas calientes (Foto N° 07) instaladas a los lados del "corredor caliente" (Foto N° 08), están destinadas a la producción y fraccionamiento de Iodo-131, Tecnecio-99m, Oro-198, y una para usos múltiples. Se ubican además Celdas tipo "islas", para la producción de Azufre-35, fraccionamiento Fósforo-32 y moléculas marcadas de Iodo-131. Se vienen instalando dos celdas especiales; una para Tecnecio (Tc-99m) a partir del método de Molibdeno de fisión; y la otra celda para la producción de Iridio (Ir-192) a ser usado en gammagrafía industrial.

La Planta, está provista de instalaciones específicas, las que incluyen: redes de energía e iluminación, sistema de ventilación, equipos de control de protección radiológica, redes convencionales para fluidos (aire al vacío, agua fría y caliente) y cuenta principalmente con un sistema de alimentación y recepción neumática para irradiación de las fuentes.

La producción de radioisótopos se destina a clínicas y hospitales, como a centros de investigación dentro y fuera del centro nuclear, según las aplicaciones



Foto No. 07 Celda caliente control de mando blindaje de plomo.



Foto No. 08 "Corredor Caliente", con líneas de fluidos y sistema de extracción de aire.

de estos radioisótopos se evidencia la demanda de su comercialización.

Tanto el Reactor como la Planta de Producción de Radioisótopos, cuentan cada una, fuera de sus instalaciones, de una Planta de Decaimiento Radiactivo.

3.2 Residuos Radiactivos en "RACSO"

Los residuos radiactivos en el Centro Nuclear son principalmente líquidos y sólidos de baja Actividad; eventualmente se presentarían líquidos y sólidos de media Actividad, cuando se tenga que tratar resinas saturadas de impurezas radioactivas, o materiales cercanos al núcleo radioactivo. En la situación en la que se retire el combustible gastado del núcleo del reactor se estaría en el caso de la presencia de un residuo sólido de alta Actividad.

Entre los residuos sólidos y líquidos que se gestiona en el Centro Nuclear se tiene:

- a) **Fuentes Externas:** Principalmente fuentes selladas en desuso provenientes de hospitales, minería, y centros de investigación. A éstas se les sigue un procedimiento especial de recolección, acondicionamiento y almacenamiento, involucrando costos de atención y técnicas de cementación [11]. Eventualmente se solicita servicios para evacuación de líquidos contaminados de hospitales.
- b) **Fuentes Internas:** Residuos provenientes del Reactor RP-10, y de la Planta de Producción de Radioisótopos, prospecciones uraníferas y minerales no tratados como líquidos y resinas en la obtención del "yellow

cake", equipos y fuentes de calibración gastados. Estos residuos pueden ser sólidos, líquidos o gaseosos. Se destaca la condición de residuo de alta actividad (20% de Uranio-235) al combustible gastado, que luego de su "quemado", hace necesario pasar a la pileta de enfriamiento y ser puesto a disposición, situación que debe encararse en un futuro próximo.

La Tabla N° 08 y el Gráfico N° 01, muestran los residuos radiactivos gestionados, así como las fuentes en desuso consideradas como residuos en la Tabla N° 09. La Figura N° 05, revela la metodología seguida para la gestión de fuentes selladas en desuso [12].

TABLA N° 08

GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS EN "RACSO"

AÑO	SOLIDOS (M3)	LIQUIDOS (M3)	FUENTES EN DESUSO
1993	7,0	100	23 (*)
1994	2,2	140	5 (*)
1995	15,0	105	14 (**)

(*) Cesio-137

(**) 02 de Cobalto-60, 02 de Cesio-137 y 10 de Radio-226

GRAFICO No. 1
GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS "RACSO"

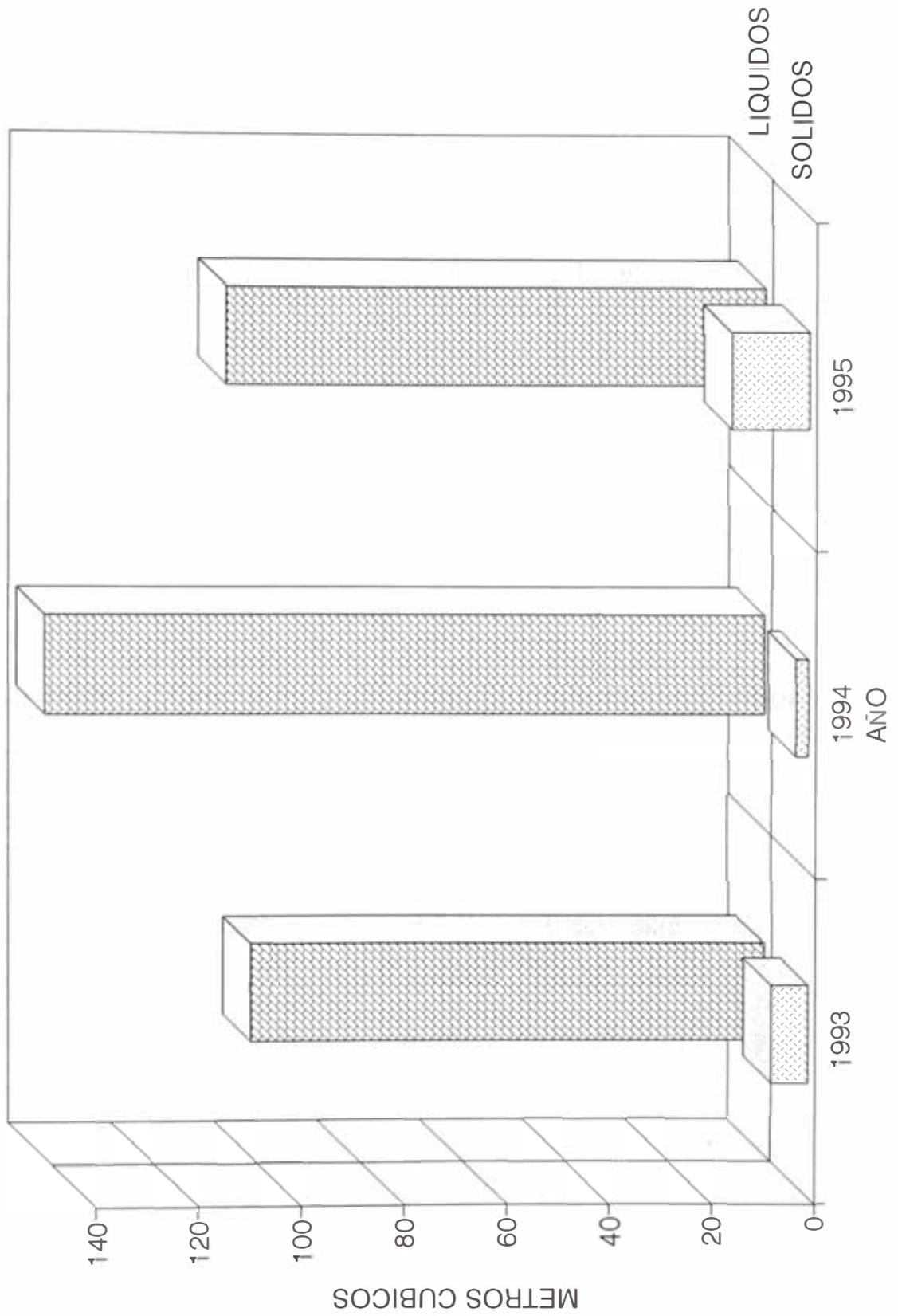


TABLA N° 09

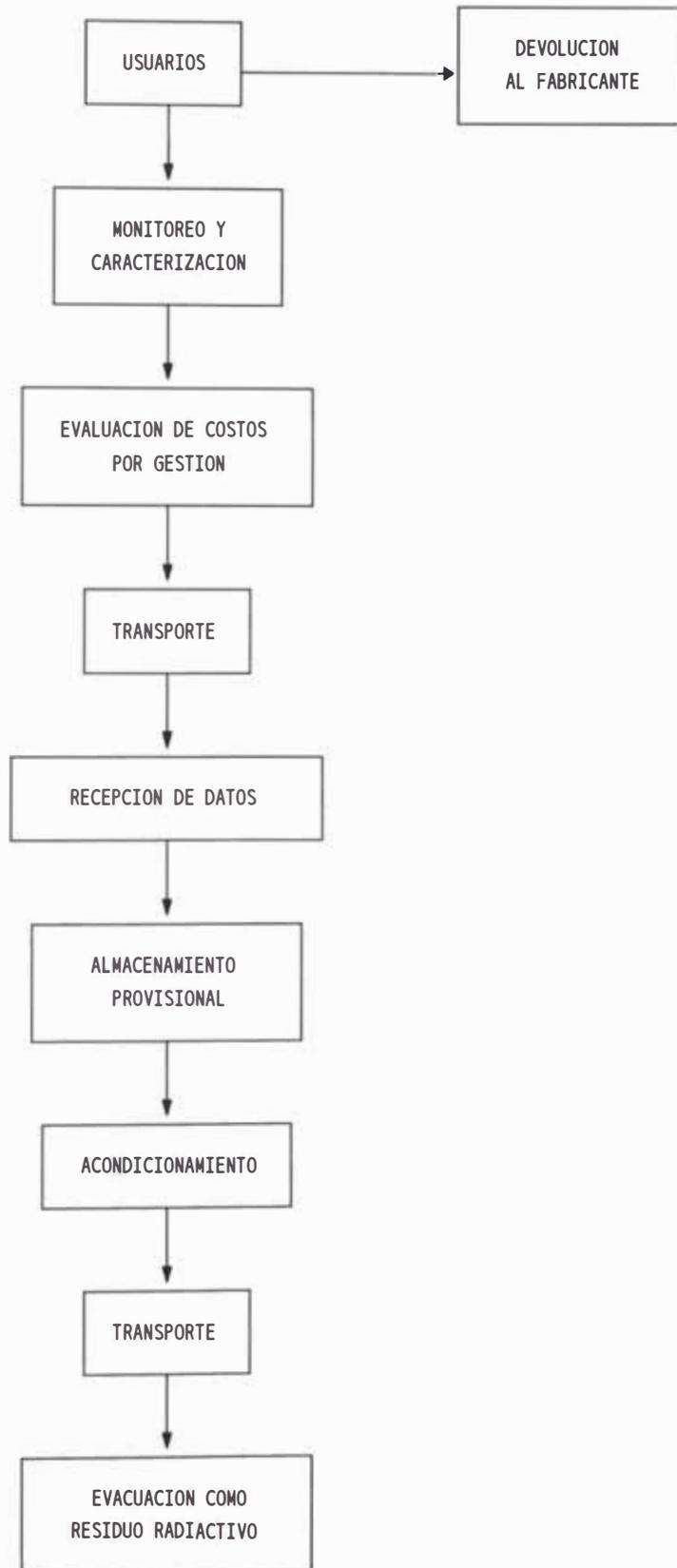
**TIPOS DE FUENTES SELLADAS GESTIONADAS AL AREA DE
GESTION DE RESIDUOS DEL CENTRO NUCLEAR**

APLICACION	RADIONUCLEIDO	TIPO DE EMISOR	SEMIPERODO (T _{1/2})	ACTIVIDAD (Ci)
Medicion de nivel, de espesor, y densidad.	Cesio-137	β , γ	30 años	0,3 - 3
Medición de espesor	Cobalto-60	β , γ	5 años	0,5 - 1
Esterilización y preservación de alimentos	Cobalto-60	β , γ	5 años	5 000 a 15 000
Radiografía industrial	Iridio-192	β , γ	74 días	1 - 100
	Cesio-137	β , γ	30 años	0,01 - 3
Perfilaje de pozos	Cesio-137	β , γ	30 años	0,3 - 3
Braquiterapia	Radio-226	α	1600 años	0,001
Teleterapia	Cobalto-60	β , γ	5 años	500 - 5000

Fuente: Recopilación técnica [10], [11], [24].

Figura No. 05

GESTION DE FUENTES SELLADAS EN DESUSO



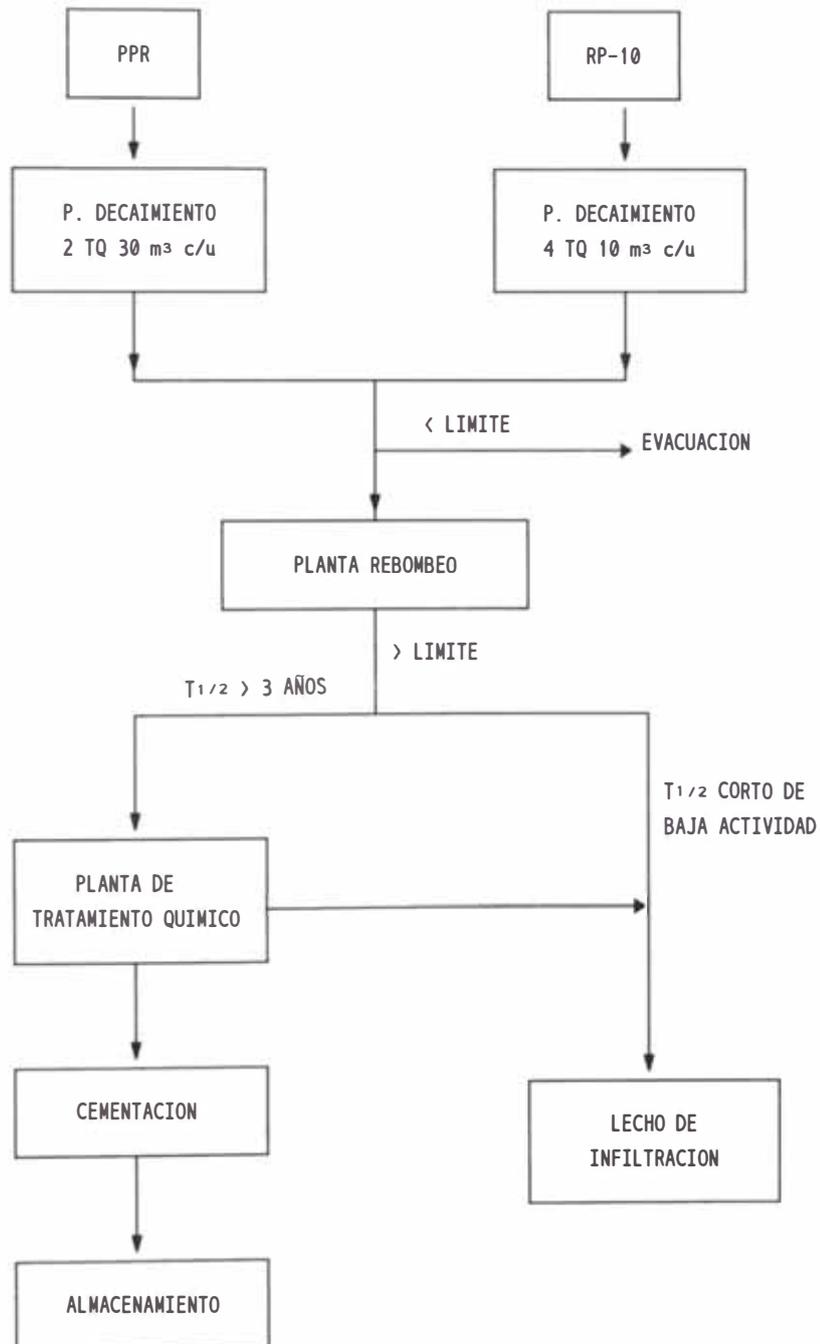
3.3 Residuos Radiactivos Líquidos

Los líquidos radiactivos, hacen un volumen aproximado de 120 m³/año, provenientes de las plantas de decaimiento del Centro Nuclear, de los cuales aproximadamente unos 40 a 50 m³/año, lo constituyen los efluentes radiactivos de la Planta de Producción de Radioisótopos, donde destaca la presencia de Iodo-131 y Tecnecio-99m, Fósforo -32, Molibdeno-99, Teluro-127, Teluro 129, Cromo-51, Azufre-35; éstos se localizan principalmente en las celdas calientes destinadas para su preparación, su actividad es baja y el período de semidesintegración es corto. La Figura N° 06, visualiza el esquema de generación y tratamiento de residuos radiactivos en "RACSO".

Uno de los efluentes del reactor nuclear son los residuos provenientes del enjuague de regeneración de resinas del sistema primario, en el cual se hallan isótopos de productos de fisión y de corrosión, su volumen en el año está entre 70-80 m³/año con una Actividad principalmente baja y cuando algunos radioisótopos presentan valores mayores a los índices regulatorios fijados por la Autoridad Nacional, se produce una extensión del tiempo de permanencia en los tanques de decaimiento para ser diluidos en caso necesario y permitir su evacuación. Entre los productos provenientes de la fisión se puede encontrar: Sodio-24, Iodo-131, Cesio-137, Wolframio-187, Estroncio-90, Molibdeno-99; como productos de activación: el Cobalto-60; y como productos de corrosión: el Hierro-55, Cromo-54.

Los efluentes radiactivos que llegan a las Plantas de Decaimiento del

Figura No. 06
SISTEMA DE TRATAMIENTO DE
RESIDUO LIQUIDO EN "RACSO"



Reactor y a la Planta de Producción de Radioisótopos son evaluados radioquímicamente determinándose si procede su traslado al sistema de infiltración o a la planta de tratamiento químico, cuando su actividad se halla por debajo de los límites establecidos son evacuados a desagüe común.

La Tabla N° 10, nos presenta los radionucleídos que han sido detectados por espectrometría, tanto a nivel de la planta de decaimiento de los líquidos provenientes de la operación del RP-10, como de los líquidos provenientes de la PPR. Estas detecciones, como se evidencia en el análisis espectrográfico, varían según las condiciones de operación: potencia y método de irradiación en el reactor, y de los diversos procedimientos radioquímicos a seguir en la planta de radioisótopos, en la que se destaca la sustancia portadora del potencial radionucleído y el tipo de portamuestra utilizada.

A la evaluación radioquímica se acompañan en el Anexo 1, las características físico-químicas de los líquidos radiactivos

3.4 Monitoreo y Evacuación

Las radiaciones ionizantes, por su propia naturaleza, requieren para su detección del empleo de dispositivos adecuados, llamados genéricamente Detectores [13]. Estos dispositivos como la Cadena de medición gamma (Foto N° 09), ponen en evidencia la presencia de un campo de radiaciones mediante la generación de un tipo de señal, que brinde información cualitativa y cuantitativa acerca de las radiaciones del medio.



Foto No. 09 "Cadena de Espectrometria Gamma.
Portamue tra con blindaje de plomo y computadora.

TABLA Nº 10

RADIONUCLEIDOS EN RESIDUOS LIQUIDOS

RADIO-NUCLEIDO	SIMBOLO	SEMIPERODO T_{1/2}	ENERGIA (Mev)	TIPO DE EMISION	PROCEDENCIA
Aluminio	Al-28	2,24 minutos	2,850	β ⁻	Producto de Corrosión
Argón	Ar-41	110 minutos	1,200 1,290	β ⁻ γ	Fisión
Cesio	Cs-137	30,1 años	0,510 0,662	β ⁻ γ	Fisión U(n,f)
Cobalto	Co-60	5,26 años	0,310 1,173 1,332	β ⁻ γ γ	Activación
Cromo	Cr-51	27,7 días	0,320	γ	Conversión Interna
Molibdeno	Mo-99	67 horas	1,230 0,740	β ⁻	Fisión
Sodio	Na-24	15,0 horas	1,392 1,369 2,754	β ⁻ γ γ	Fisión
Teluro	Te-127m	105 días	0,730 0,083	β ⁻ γ	Transición isómera
Teluro	Te-127	9,3 horas	0,700	β ⁻	PPR
Teluro	Te-129m	33 días	0,106	γ	Transición isómera
Teluro	Te-129	74 minutos	1,450 1,120	β ⁻ γ	PPR
Tecnecio	Tc-99 m	6 horas	0,140	γ	de Molibdeno-99
Tecnecio	Tc-99	2,1E5 años	0,292	β ⁻	de Molibdeno-99
Tecnecio	Tc-101	14 minutos	1,320 0,307	β ⁻ γ	de Molibdeno-101
Iodo	I-131	8,04 días	0,606 0,364	β ⁻ γ	PPR y RP-10
Wolframio	W-187	24,0 horas	0,590 0,480	β ⁻ γ	Fisión

El monitoreo contempla la detección de las radiaciones en el proceso de la gestión de residuos, y ello es posible a través del uso de un equipo computarizado de espectrometría gamma, que cuenta con el software "Nucleus" [14] que permite obtener a partir de la calibración de los patrones (Radioisótopos con Actividad definida), del cálculo de eficiencias y del ingreso de datos de campo, la Actividad en Bequerelios (Curies) de los radionucleídos presentes en una muestra líquida, como el que muestra la Figura N° 07.

El software posee dos funciones importantes: a) ubica el "canal" correspondiente de cada radionucleído y por consiguiente la Energía Gamma o Beta característica, y b) Integra la curva espectrométrica proporcionando las Cuentas Totales y Netas que se obtienen restando el fondo natural.

La Curva de Calibración para el cálculo de Eficiencias se obtiene a partir de los datos registrados en la Tabla N° 10, mediante la fórmula:

$$Efic = CN / [A1 \cdot \%E \cdot t_c]$$

Donde:

CN = Cuentas netas (desintegraciones/seg).

A1 = $A_0 \cdot \text{Exp}(-\lambda \cdot t)$ = Actividad corregida.

A₀ = Actividad inicial (desintegraciones/seg).

λ = $\ln 2 / T_{1/2}$ = Constante de semidesintegración (seg⁻¹).

T_{1/2} = Período de semidesintegración (seg)

%E = Porcentaje de emisión característico de las energías de cada Radionucleído. Se halla en Tablas

t_c = Tiempo de contaje (seg)

Efic = Eficiencia característica de cada Radionucleído.

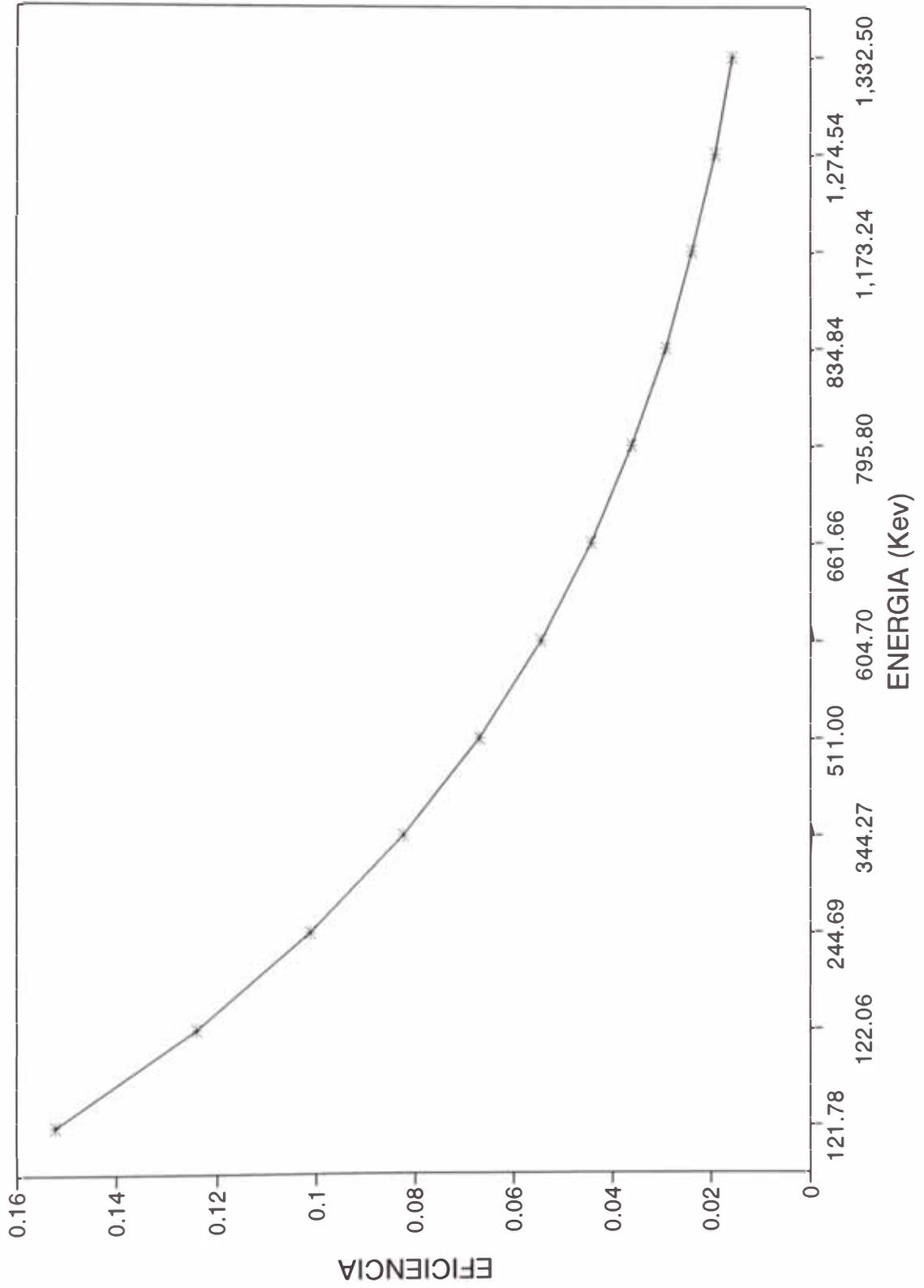
La Curva de Calibración entre Eficiencia versus Energía se muestra en el Gráfico N° 02 en su forma exponencial, la cual se hace lineal en la forma logarítmica.

TABLA N° 11
CALCULO DE EFICIENCIA

NUCLEÍDO	ENERGÍA (Kev)	% DE EMISIÓN	ACTIVIDAD (Bq)	CUENTAS NETAS	EFICIENCIA
Eu-152	121,78	28.35	302,2	9659	0,1126
Co-57	122,06	85.59	265,83	29354	0,1291
Eu-152	244,69	7,51	302,30	4233	0,1865
Eu-152	344,27	26,58	302,30	7217	0,0898
Na-22	511,00	180.70	916,86	80754	0,0487
Cs-134	604,70	97,60	310,76	15384	0,0507
Cs-137	661,66	85,00	2552,53	87384	0,0403
Cs-134	795,80	85,40	310,76	9219	0,0347
Mn-54	834,84	99,96	178,49	5377	0,0301
Co-60	1173,24	99,90	1217,32	31430	0,0258
Na-22	1274,54	99,94	916,86	18096	0,0137
Co-60	1332,50	99,98	1217,32	26081	0,0214

Observación: El software permite captar la actividad de un radionucleído en sus diversas energías.

Gráfico No. 2
CALCULO DE EFICIENCIA



(Alt) Help File Calc Setup Options Mode Quit 288K

Acquire Start Time: 09:09:43 am Apr 07, 1995

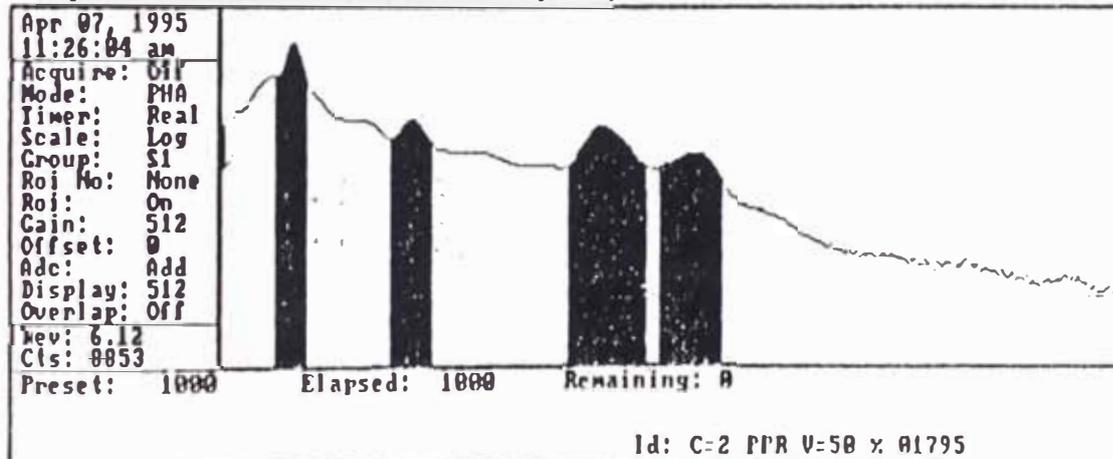
Apr 07, 1995 10:08:50 am	PN	CTR0 kev	FWHM kev	NET AREA	BACKGRND	NET C/S	%ERR
Acquire: Off	01	136.79	23.17	15556081	11603166	15556.081	0.04
Mode: PHA	02	365.17	35.67	539154	791716	539.154	0.27
Timer: Real	03	748.18	67.03	1040385	420210	1040.385	0.13
Scale: Log	04	928.95	61.84	201703	246254	201.703	0.41
Group: S1							
Roi No: 3							
Roi: On							
Gain: 512							
Offset: 0							
Adc: Add							
Display: 512							
Overlap: Off							
kev: 033.48							
Cts: 9216							
Preset: 1000	Elapsed: 1000	Remaining: 0					
ROI Int: 1468682 ± 1209	ROI Net: 1040385 ± 1371						

Id: C=2 PPR V=50 x 01795

ROI: F9-Start F10-End Alt R-Toggle ROI Display Del-Clear Esc-Main

(Alt) Help File Calc Setup Options Mode Quit 327K

Acquire Start Time: 09:09:43 am Apr 07, 1995



Id: C=2 PPR V=50 x 01795

ROI: F9-Start F10-End Alt R-Toggle ROI Display Del-Clear Esc-Main

Figura No. 07 Resultados Espectrométricos

Se realiza la evacuación a desagüe común, de los líquidos radiactivos procedentes de las plantas de decaimiento radiactivo, cuando se tiene la certeza de que tales líquidos no contienen radionucleídos de toxicidad e interés radioSanitario, que posean una actividad por encima de los límites autorizados de descarga dados por la Autoridad Nacional [15].

El procedimiento de evaluación lo rescatamos a partir de la evaluación de líquidos de la Planta de Producción de Radioisótopos, en donde la Tabla N°10, registra la composición de los radionucleídos, su actividad y el ALI (Limite de Incorporación Anual).

TABLA N° 12

EVALUACION DE RADIONUCLEIDOS PARA EVACUACION

RADIONUCLEIDO DETECTADO	T 1/2	ACTIVIDAD (Bq)	ALI (Bq) [*]
Tecnecio-99m	6,04 h	4,28 E09	3 E09
Molibdeno-99	2,79 d	4,40 E09	6 E07
Iodo-131	8,08 d	9,10 E08	1 E06
Iodo-131	8,08 d	2,00 E08	1 E06
Iodo-131	8,08 d	8,10 E08	1 E06
Molibdeno-99	2,79 d	3,25 E09	6 E07
Molibdeno-99	2,79 d	3,75 E09	1 E07
Teluro-131	24,8 h	1,45 E08	1 E08

[*] Reglamento de Protección Radiológica, 1989, OTAN

Comparando la Actividad del Iodo-131 en la Tabla N° 12 como la suma de las tres energías del Iodo-131 presentes, encontramos que es el elemento de mayor contribución radiactiva y mayor que el ALI, por lo que se procede a evaluar la consecuencia de la evacuación a desagüe común. Estudios de seguridad realizados por el Convenio IPEN/CNEA [16] señalan que el Límite de Descarga (LD) del Iodo-131 es de $6,6 \text{ E}09 \text{ Bq}$, que equivale a una dosis por ingestión de agua y alimentos en el grupo humano más cercano a $1,8 \text{ E}-04 \text{ Sv}$.

Entonces:

Actividad del Iodo-131 es $(9,2 + 2,0 + 8,1) \text{ E}08$ equivalente a $1,93 \text{ E}09 \text{ Bq}$

Luego :

Si el LD $6,6 \text{ E}09 \text{ Bq}$ equivale de $1,8 \text{ E}-04 \text{ Sv}$. los $1,9 \text{ E}09 \text{ Bq}$ del Iodo-131, significaría $5,16 \text{ E}-05 \text{ Sv}$, o $5,16 \text{ E}-02 \text{ mSv}$.

Si el Límite de Dosis señalado por el ICRP para el grupo crítico es de 1 mSv/año , siendo este el 100%, los $5,16 \text{ E}-02 \text{ mSv}$. representa un 5,16%. Valor que esta sujeto aún a otras restricciones ambientales como los factores de dispersión por agua, suelo, aire. Para efectos de mayor resguardo ambiental, se procede a continuar períodos adicionales de decaimiento antes de su evacuación.

Con las alternativas del Lecho de Infiltración, y de la Precipitación Química, se tienen resuelto problemas de mayor Actividad y posibles presencias de radionucleídos con períodos de semidesintegración y toxicidad medios y altos.

CAPITULO IV
TRATAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS
LIQUIDOS DE BAJA ACTIVIDAD

4.1 Tratamientos

En general para los países que aplican la energía nuclear, los diversos tratamientos de residuos líquidos de baja Actividad, que en algunos países como España se tratan conjuntamente con los de mediana Actividad, se presenta resumidamente en la Tabla N°06, pudiendo agruparlos de la manera siguiente:

A) Tratamiento de Residuos Acuosa [17]

- Intercambio iónico, con resinas orgánicas e inorgánicas.
- Precipitación química
- Evaporación
- Procesos de membrana
- Procesos biotecnológico (Uranio de "yellow Cake" y reprocesamiento), Biosorción y Bioacumulación.
- Extracción por cromatografía
- Reducción de metales por acción enzimática.

- Remoción y recuperación de radionucleídos y metales por compuestos quelatos.

B) Tratamiento de Residuos Orgánicos [18]:

- Incineración
- Extracción por solventes
- Hidrólisis
- Destilación

Merece destacar los avances en materia de investigación y aplicaciones en algunos países el tratamiento por procesos electroquímicos [19], como los siguientes:

- Electroflotación, electrofloculación por remoción de sólidos suspendidos.
- Lavado directo de membranas
- Desaguado por electroósmosis de barro espeso.
- Electrodialisis
- Intercambio iónico electroquímico.
- Electrodeposición de elementos metálicos en el cátodo.

En el centro nuclear "RACSO", se tiene a un determinado nivel, los siguientes procesos:

- a) Resina de intercambio iónico
- b) Decaimiento radiactivo,
- c) De lecho de infiltración y
- d) Precipitación química.

A continuación remarcamos las consideraciones técnicas a tomar en cuenta para realizar estos procesos de tratamiento así como las experiencias realizadas, y de otro lado se agrega lo relevante de los procesos tecnológicos que se realizan en países de desarrollo nuclear avanzado.

4.1.1 Por Resina de Intercambio Iónico

Este proceso radica en el intercambio iónico [20] entre el líquido y la matriz sólida conteniendo grupos polares ionizables. Los métodos de intercambio iónico tienen amplia aplicación en operaciones del ciclo de combustible nuclear y en actividades que involucran materiales radiactivos. Esto es lo que ocurre con la descontaminación del circuito primario de las centrales nucleares y reactores de investigación. En "RACSO", Las columnas de resinas de intercambio iónico, están a la salida del circuito primario, y su objetivo está definido por la retención de los primeros productos de fisión o de activación que se han producido por los fenómenos de reacciones nucleares en el núcleo del reactor. Por los procesos de intercambio de calor, los líquidos del circuito primario no entran en relación con los líquidos del secundario, estando por ello libre de contaminación, lo que no inhibe el control radiológico en el secundario. Cuando los intercambiadores de especies iónicas están completamente agotados se los remueve de servicio y se tratan como residuo radiactivo sólidos.

Las resinas de intercambio iónico se presentan como orgánicas e inorgánicas; son usadas extensamente, y se han desarrollado resinas de grado nuclear, con bajo grado de impurezas, ya que la calidad del agua debe ser muy alta para minimizar problemas de corrosión, reducir la contaminación por la formación de productos de activación neutrónica y bajar al máximo la posible presencia de venenos neutrónicos. Los materiales de las resinas orgánicas sintéticas empleadas son generalmente copolímeros de estireno-divinilbenceno (estireno-DVB). La matriz incorpora cargas iónicas fijas, tales como: SO^{-3} y $-\text{COO}-$ en los intercambiadores catiónicos y NH^{+3} y Na^{+} en intercambiadores aniónicos. Los residuos líquidos radiactivos tienen que satisfacer los siguientes criterios para un tratamiento adecuado de Intercambio Iónico.

- La concentración de los sólidos suspendidos en los residuos debe ser baja, usualmente menor que 4 mg/l. Esto es porque los materiales sólidos recubren la superficie del intercambiador iónico, reduciendo el número de lugares activos e impidiendo el pasaje de la corriente a través del intercambiador. Los residuos conteniendo cantidad superiores a 4 mg/l deben ser prefiltrados.
- Los residuos líquidos deben contener bajo contenido de sales totales (generalmente menor que 01 gr/l), pues de otra manera, el material se agotaría rápidamente por los iones inactivos.
- Los radionucleídos deben estar presente en forma iónica.

- El material de intercambio debe ser compatible con la temperatura del residuo.

Entre los factores a tomar en cuenta para lograr buenos Factores de Decontaminación (FD) se tiene:

- Tipo, selectividad, y capacidad de intercambio iónico.
- Concentración de los radionucleidos a ser removidos.
- pH del residuo.
- Temperatura del residuo.
- Velocidad de flujo acorde al tamaño del lecho intercambiador.
- Método de regeneración.
- El potencial de saturación.
- Posibilidad de formación de coloides.
- Presencia de contaminante orgánico e inorgánico.

Los rangos de Factor de Decontaminación varían de 10 a 10 000 para sistemas muy sofisticados y de 100 a 1000 para los relativamente comunes.

4.1.2 Por Decaimiento Radiactivo

La Planta de Decaimiento Radiactivo, retiene el volumen de los efluentes líquidos que se generan en el proceso de operación del reactor RP-10 y en la producción de radioisótopos, de modo que los líquidos decaen exponencialmente, según la ecuación de primer orden de variación de la Actividad con respecto al tiempo [$A = A_0 \text{Exp}(-\lambda.t)$]. El

decaimiento permite la reducción de la concentración en volumen hasta estar próximo a fondo natural y luego ser descargados a desagüe común. Para una menor concentración en la evacuación, se procede eventualmente a la dilución de los líquidos mediante sistema de recirculación en las cisternas de las Plantas.

La construcción de las Plantas de Decaimiento, es de hormigón armado; consta de dos niveles, en el primero se cuenta con instalaciones de bombeo, circuitos de cañerías, filtros, muestreo de fluentes y comando de bombas. El segundo nivel consta de 4 cisternas de 10 m³ c/u haciendo un total de 40 m³ para los líquidos provenientes del RP-10 y de dos cisternas de 30 m³ c/u para los líquidos de la Planta de radioisótopos.

Las cisternas poseen controladores de nivel cuyas señales son llevadas al panel de mando, la conexión de las plantas de decaimiento se hace con tuberías de PVC reforzado con una capacidad de presión de trabajo de 10 kg/cm². Las paredes de las cisternas están revestidas de pintura epoxi no bituminosa, asegurando una buena protección física ante problemas de fugas y corrosión.

4.1.3 Lecho de Infiltración

Los líquidos de las Plantas de Decaimiento pueden ir eventualmente al Lecho de Infiltración si es que evaluado el contenido radioactivo se tenga radionucleídos de período de semidesintegración mayores a 3 años y su actividad se encuentre por encima de los límites de descarga

El Lecho de Infiltración, es un recinto de terreno preparado específicamente para retener contaminantes radiactivos en un período de tiempo que se supone debe ser mayor a por lo menos 10 veces del mayor semiperíodos de los radionucleídos presentes en los líquidos a disponer. El Lecho tiene como propósito aliviar una probable saturación de los líquidos en las plantas de decaimiento o a la presencia de radionucleídos con toxicidad de riesgo sanitario.

Es importante considerar la metodología seguida para el Diseño del Lecho de Infiltración . Ella se basa en un modelo matemático de cálculo del impacto radiológico [21] que comprende: a) cálculo del flujo de Actividad, b) Modelo de Transporte y c) Modelo Ambiental.

En base al modelo de transporte se simula la migración de los radionucleídos disueltos en el agua subterránea en su viaje al medio ambiente accesible al hombre y contempla la Ecuación de transporte que comprende: la adsorción de los intercambiadores naturales, la dispersión hidrodinámica y el decaimiento radiactivo. Su expresión en su forma unidireccional es:

$$\frac{dC}{dt} = \frac{D_x}{R} \cdot \frac{d^2C}{dx^2} - \frac{V_x}{R} \cdot \frac{dC}{dx} - \lambda \cdot C$$

siendo:

C = concentración del radionucleído en la fase líquida (Bq / lt)

t = tiempo después de la liberación o de migración

$$D = D_f + \gamma \cdot v$$

D = coeficiente de dispersividad (cm²/s)

D_f = coeficiente de difusión (cm²/s)

γ = longitud de mezcla (cm)

v = velocidad media eficaz

λ = constante de semidestintegración

R = Factor de Retardo

Por la Ley de Darcy: $V_x = K \cdot i / n_e$

V_x = Velocidad en la dirección de x

K = Constante de proporcionalidad o Permeabilidad

i = Gradiente hidráulico (m/m)

n_e = Porosidad eficaz (cm³/cm³)

Intereza relacionar el El Factor de Retardo (**R**), que viene dado por:

$$a) \quad R = 1 + \frac{(1 - n_e)}{n_e} \cdot \rho \cdot K_d$$

Donde:

ρ = Densidad del suelo (g/cm³)

K_d = Coeficiente de distribución (cm³/g)

b) **R** = Velocidad del agua (V_a) / Velocidad del radionucleído (V_m)

Luego:

El diseño del Lecho de Infiltración equivale a precisar el Area de depósito

del líquido radiactivo, lo cual hace necesario contemplar el tiempo de retención del radionucleído (t_k):

$$t_k = \text{espacio recorrido (x)} / V_{rn} = x \cdot R / V_a$$

Remplazando R en t_k se obtiene:

$$t_k = \frac{x}{V_a} \cdot \left[1 + \frac{(1 - n_e)}{n_e} \cdot \rho \cdot Kd \right]$$

Este tiempo de retardo deberá ser un valor superior a los 10 años, para los casos de radionucleídos de vida media mayores a un año. Se considera que un radionucleído ha disminuido aproximadamente a casi fondo natural, luego de haber transcurrido 10 períodos de semidesintegración.

Dado el volumen diario de descarga (V_d) y la porosidad del lecho (n_e), el Volumen del Lecho de Infiltración (V_l) requerido, es:

$$V_l = V_d / n_e$$

Finalmente, para determinar el Area de Infiltración (A_l), se desprende de la siguiente expresión:

$$A_l = \text{Volumen del Lecho (} V_l \text{)} / \text{Velocidad de infiltración (} V \text{)}$$

Una vez determinada el Area, se puede adoptar la construcción de una o varias trincheras para el Lecho de Infiltración. Desde el punto de vista práctico se ha realizado la construcción inicial de una trinchera teniéndose pendiente la construcción de otras dos.

4.1.4 Por Precipitación Química

Los radionucleídos en los residuos radiactivos líquidos están presentes como iones solubles asociados a sustancias químicamente afines.

Para obtener productos precipitados [22], conteniendo radionucleídos se requieren diversas combinaciones de las características de los residuos líquidos en la que destacan el pH, el Producto de Solubilidad, la acción de los reactivos precipitantes, la presencia de iones comunes, la formación de complejos, los fenómenos de adsorción y reacción química. La reacción de manera general puede ser descrita por la Ley de acción de masas como:



Donde el Producto de Solubilidad, es una referencia en relación a las posibles combinaciones, para obtener el precipitado tal como AB.

El Producto, puede ser aumentado por una sustancia portadora compatible con el radionucleído por su afinidad química. Las pequeñas masas de los radionucleídos, están usualmente en el orden de partes por millón, por lo que obliga al uso de soluciones portadoras que permiten en el precipitado, arrastrar a los radionucleídos dada su afinidad e identidad química.

Es por ello, que ampliando la metodología el trabajo experimental se reproduce a nivel de planta el siguiente mecanismo:

**EFLUENTES RADIATIVOS (A₀,V₀) + AGENTES
PRECIPITANTES <=====> CONCENTRADO
RADIATIVO (A₁,V₁) + LIQUIDO CLARIFICADO (A₂,V₂)**

Los precipitados se pueden formar por:

a) Coprecipitación

El precipitado se forma por la adición de un anión o un catión al residuo líquido y/o simplemente por cambio del pH del medio, el portador es un isótopo estable del radionucleído en cuestión o un elemento de la misma familia química: Ej. sales de Estroncio, Fierro, Manganeso, que son portadores del Estroncio-90, Fierro-59, Manganeso-54, respectivamente; se emplea sales de Calcio para coprecipitar Estroncio-90 y sales de Thorio para precipitar Plutonio-239.

b) Adsorción

En la formación del precipitado, no se alcanza generalmente la estequiometría, donde el producto de solubilidad se ve alterada por la complejidad de los iones presentes. Ello ocurre con el fenómeno de adsorción, que se basa en una serie de mecanismos complejos relacionados con las fuerzas electrostáticas. Internamente la red es estable, pero en la superficie del precipitado las atracciones electrostáticas retienen iones presentes en la solución. Estas

características se aplican para separar Cerio-144, Estroncio-90, Niobio-95, Rutelio-106, elementos transuránicos, etc. Entonces si se añade sales metálicas de Fierro, Aluminio y Titanio al residuo líquido y se ajusta el pH para precipitar los hidróxidos correspondientes, ello nos conduce a separar radionúclidos presentes.

c) Añadido de sales mixtas

A consecuencia de los reactivos precipitantes como las sales mixtas de Ferrocianuro de iones monovalentes y divalentes se producen reacciones de intercambio iónico con los cationes presentes en los residuos líquidos como el Cobre (Cu^{+2}), Niquel (Ni^{+3}), Plomo (Pb^{+2}), etc. Es este mecanismo el que se usa para las llamadas precipitaciones selectivas.

La eficiencia del tratamiento por precipitación química se evalúa a través del Factor de Descontaminación (FD), y el Factor de Reducción de Volumen (FRV).

El FD, es definido como la relación entre la concentración de la actividad de la alimentación (A_0) y la concentración del clarificado (A_2). Es decir: $\text{FD} = A_0 / A_2$

El FRV es la relación del volumen inicial (V_0) y el volumen del precipitado (V_1). Es decir: $\text{FRV} = V_0 / V_1$

El proceso de precipitación, comprende las siguientes etapas:

- Adición de reactivos, dispersados uniformemente con agitación vigorosa en un corto tiempo.
- Ajuste de pH y formación del precipitado, los cuales han sido analizados previamente en laboratorio.
- Floculación, entendido como la neutralización del potencial electrocinético de las partículas en solución; se logra añadiendo polielectrolitos orgánicos y otros reactivos convencionales y comúnmente probados experimentalmente.
- Sedimentación, nos permite visualizar la reducción de volumen y la velocidad de sedimentación del precipitado.
- Separación sólido/líquido, puede ser por filtración o por centrifugado.

Previo al proceso de Precipitación Química, puede ser necesario proceder a un pre-tratamiento de los residuos líquidos, que al ser evaluados contengan excesos de iones polivalentes, mucha acidez, turbidez, u otras anomalías como espuma o detergentes.

Este pretratamiento, implicaría acciones como la de homogenizado, neutralización, destrucción de materia orgánica, entre otros.

La Tabla Nº 13, nos indica las condiciones en que son precipitados los radionucleídos y los Factores de Descontaminación hallados en investigación en el marco del OIEA.

Se han realizado pruebas de precipitación química siendo en este

TABLA N° 13

EXPERIENCIAS DE PRECIPITACION A NIVEL DEL OIEA

RADIONUCLEIDO	REACTIVO PRECIPITANTE	MEDIO	F.D.
Emisores alfa	Hidroxido férrico	Alcalino	≥ 1000
Thorio-230	Cloruro férrico		
Radio-226	Cloruro de bario		
Plomo-210	Cloruro férrico		
Cesio-134	Ferrocianuro de Potasio, Cobre, Niquel	pH 8-9	≥ 100
Cesio-137			
Estroncio-90	Fosfato de calcio	pH 10	≥ 100
	Carbonato de Calcio		
	Sulfato de bario		
Cobalto -60	Hidróxido ferroso	Alcalino	≥ 1000
Fierro-59	Hidróxido férrico		
Cromo-51	Hidróxido de Manganeso		
Antimonio-124	Hidróxido de titanio	pH 5 a 8,5	5 / 100
Ruthelio-109	Hidróxido de Cobre y de Fierro (II)	pH 5 a 8,5	5/ 100
Cerio-141	Hidróxido férrico	pH >10	≥ 1000

Fuente: [17], [19], [22], [24]

aspecto una introducción a los ensayos por Precipitación Selectiva y Precipitación Múltiple, para el Cobalto-60 y el Cesio-137, cuyas técnica se mencionan en los Anexos 2 y 3. Son estos ensayos experimentales, a nivel de Laboratorio, los que han permitido obtener los parámetros de Porcentaje de Reducción de Volumen, Tiempo de Formación de Precipitado, a ser utilizado en la valoración del costo de operación.

Los resultado del Factor de Descontaminación en la precipitación múltiple, es bastante mayor que la precipitación selectiva del Cobalto-60 y Cesio-137, pero que tiene el inconveniente de requerir un volumen adicional para la neutralización del pH alcalino del líquido generando un mayor volumen del clarificado, debilitando el Factor de Reducción de Volumen (FRV), que es un parámetro para definir la optimización del proceso de tratamiento químico. Los valores hallados son los que se resumen en la Tabla N° 14.

A fin de ampliar el resultado del proceso de precipitación, se procedió a evaluar el porcentaje de reducción de volumen, el tiempo de formación del precipitado y la velocidad de sedimentación. Se han ensayado precipitaciones con diversos agente coagulantes como el Sulfato de Aluminio, Oxido de Calcio, Cloruro Férrico y combinaciones de los mismos (Tabla N° 15, 16, 17, 18 y 19).

Los coagulantes han sido tomados de experiencias en tratamiento de agua, y las concentraciones son las que se han deducido de procedimientos seguidos en dichas técnicas. Los reactivos que mejor se comportan es el ferrocianuro, y el sulfato de aluminio. Técnicas internacionales indican la importancia de los polielectrolíticos como floculante para una mejor sedimentación y concentración de precipitados.

El Porcentaje de Reducción de Volumen es obtenido por la relación:

$$\% \text{ RV} = [\text{Volumen del Precipitado} / \text{Volumen Inicial}] * 100$$

El tiempo de formación del precipitado se refiere al período de su inicio al tiempo en que se hace constante el volumen del precipitado.

La velocidad de sedimentación se considera como la relación del incremento del volumen por unidad de tiempo, destacándose el período de mayor velocidad de sedimentación obtenida del gráfico.

Los Gráficos N° 03 y 04, registran el proceso desarrollado.

TABLA N° 14

FACTOR DE DESCONTAMINACION (FD) DE PRECIPITADOS

METODO DE PRECIPITACION	ACTIVIDAD ALIMENTACION (A0)	ACTIVIDAD CLARIFICADO (A2)	FD	FRV
SELECTIVA	65,2 Bq/ml	11,98 Bq/ml	5,44	3,84
MULTIPLE	65,2 Bq/ml	0,78 Bq/ml	83,69	4,00

TABLA N° 15

**VELOCIDAD DE SEDIMENTACION DEL PRECIPITADO DE
CESIO Y COBALTO**

Agente Precipitante: Ferrocianuro de Potasio 0,4 M

pH = 8,89

N° ENSAYO	TIEMPO (min)	VOLUMEN (ml)	VELOCIDAD DE SEDIMENTACION (ml/min)
1	0	67,00	--
2	10	23,50	3,65
3	20	17,98	0,5
4	30	17,90	0,01
5	40	17,87	0,01
6	50	17,82	0,01
7	60	17,76	0,01
8	120	17,43	0,01

Tiempo de formación del precipitado: 2 horas

% de Volumen del precipitado 26,02%

Mayor velocidad de sedimentación: 10 - 20 min.

Factor de Reducción de Volúmen: 3,84

Observaciones: Al pH 8,89 se llega rápidamente con una gota de NaOH 0,1 M.

Se produce un precipitado de color naranja. Se usa agitación rápida (360 rpm).

TABLA N° 16

**VELOCIDAD DE SEDIMENTACION DEL CESIO Y COBALTO CON
SULFATO DE ALUMINIO**

Agente Coagulante: $\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$ 0,1M

N° ENSAYO	TIEMPO (min)	VOLUMEN (ml)	VELOCIDAD DE SEDIMENTACION (ml/min)
1	0	67	--
2	10	56	1,1
3	20	43	1,3
4	30	38	0,5
5	40	34	0,4
6	50	31	0,3
7	60	28	0,3
8	120	21	0,1

Tiempo de formación del precipitado: 2 horas

% de Volumen del precipitado 31,35%

Mayor velocidad de sedimentación: 20 - 30 min.

Factor de Reducción de Volúmen: 3,19

Observaciones: Se usó 5 ml. de $\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3$. El precipitado es de color marrón.

Se observó una buena separación de fases así como el clarificado.

TABLA N° 17

**VELOCIDAD DE SEDIMENTACION DEL PRECIPITADO DE CESIO Y
COBALTO CON HIDROXIDO DE CALCIO**

Agente coagulante: Oxido de Calcio 0,1M

N° ENSAYO	TIEMPO (min)	VOLUMEN (ml)	VELOCIDAD DE SEDIMENTACION (ml/min)
1	0	67,0	--
2	10	57,0	0,1
3	20	44,0	1,3
4	30	35,0	0,9
5	40	29,0	0,6
6	50	25,0	0,4
7	60	23,0	0,2
8	120	17,0	0,1

Tiempo de formación del precipitado: 2 horas

% de Volumen del precipitado 25,4%

Mayor velocidad de sedimentación: 20 - 60 min.

Factor de Reducción de Volúmen: 3,94

Observaciones: Formación de nubes en las zonas claras, no existe uniformidad en el nivel superior, la capa clarificada es limpia y el precipitado de color verdoso. La superficie del precipitado contiene partículas ligeras.

TABLA N° 18

**VELOCIDAD DE SEDIMENTACION DEL CESIO Y COBALTO
CON EL SULFATO DE ALUMINIO Y OXIDO DE CALCIO**

Agente Coagulante: $Al_2(SO_4)_3 \cdot 12H_2O + CaO$

N° ENSAYO	TIEMPO (min)	VOLUMEN (ml)	VELOCIDAD DE SEDIMENTACION (ml/min)
1	0	67,0	--
2	10	65,0	0,2
3	20	63,0	0,2
4	30	58,0	0,5
5	40	53,0	0,5
6	50	49,0	0,4
7	60	45,0	0,2
8	120	34,0	0,2

Tiempo de formación del precipitado: 2 horas

% de Volumen del precipitado 50,74%

Mayor velocidad de sedimentación: 40 - 60 min.

Factor de Reducción de Volúmen: 1,97

Observaciones: Se observa un precipitado marrón oscuro, agitación a 360 rpm.

TABLA N° 19

**VELOCIDAD DE SEDIMENTACION DEL CESIO Y COBALTO
CON CLORURO FERRICO**

Agente coagulante: FeCl₃ 0,1M

N° ENSAYO	TIEMPO (min)	VOLUMEN (ml)	VELOCIDAD DE SEDIMENTACION (ml/min)
1	0	98	---
2	2	96	0,5
3	3	95	1,0
..
4	18	16	--
5	19	14	2,0
6	31	14	0,0

Tiempo de formación del precipitado: 19 min.

% de Volumen del precipitado 14,28%

Mayor velocidad de sedimentación: 3 - 18 min.

Factor de Reducción de Volúmen: 7

Observaciones: Después de 3 minutos se observa que no hay separación de fases.
hasta cerca del volumen final que alcanza el precipitado. En forma casi
instantánea se logra la formación del clarificado final.

Gráfico No. 3
VEL. SEDIM. PRECIPITADO DE Cs Y Co

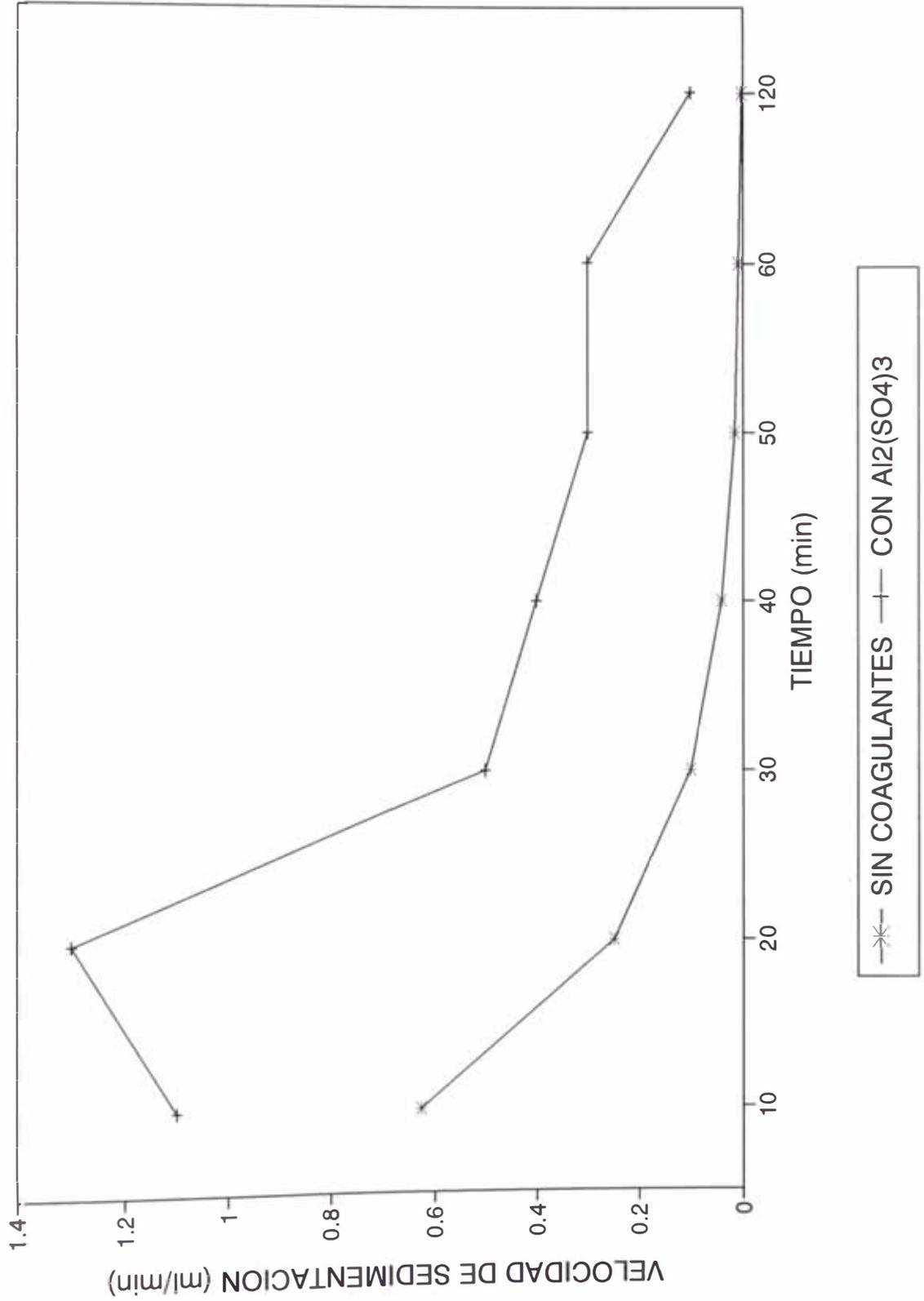
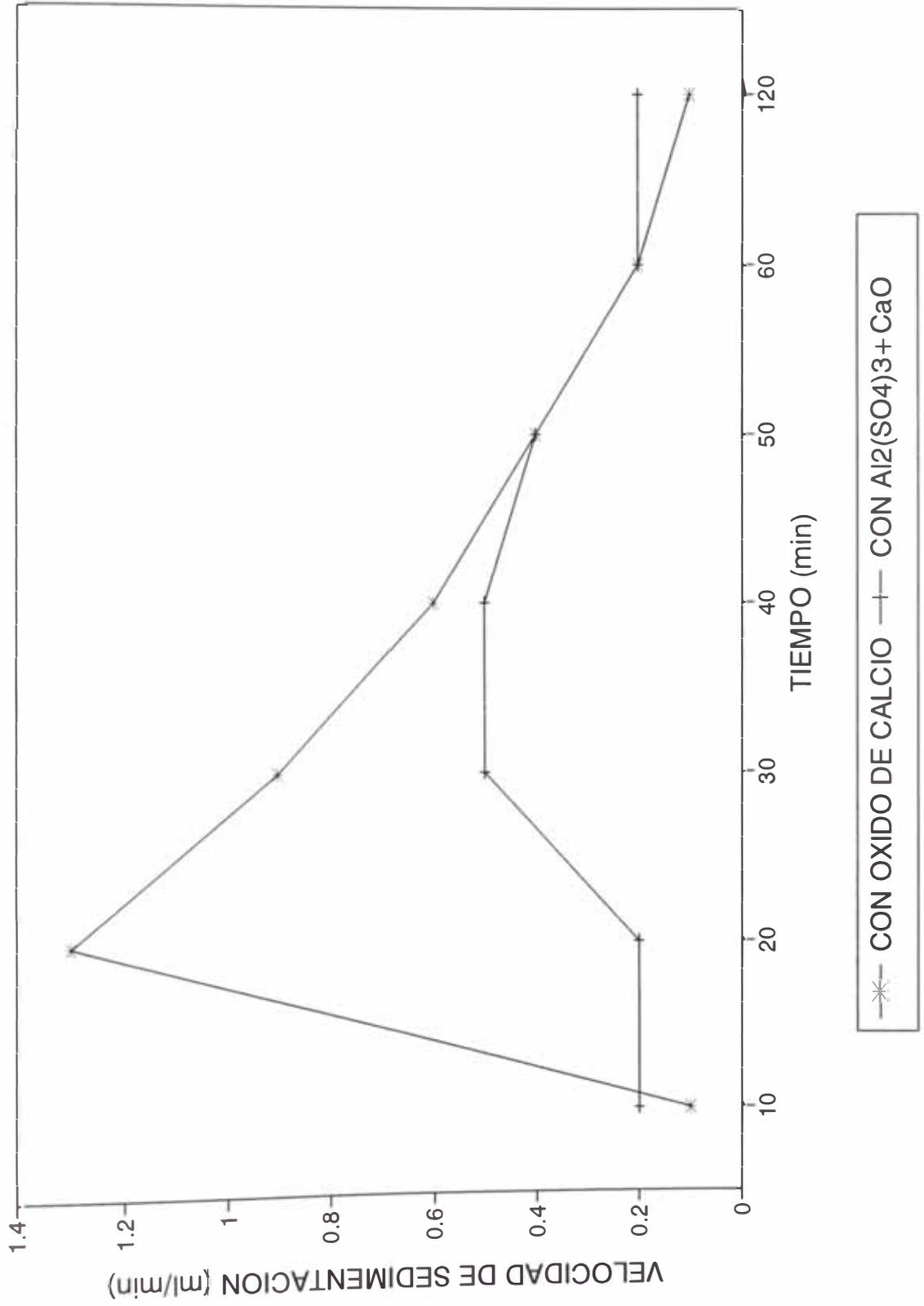


Gráfico No. 4
VEL. SEDIM. PRECIPITADO DE Cs Y Co



4.1.5 Otras Metodologías de Tratamientos

Como parte de otras tecnologías aplicadas principalmente en mayores programas de Gestión Residuos Radioactivos para la investigación, desarrollo y aplicaciones señalamos otros tratamientos de interés a los fines del estudio técnico.

a) Evaporación

La Evaporación [23] es una técnica empleada para descontaminar líquidos de alta, media y baja actividad en instalaciones nucleares. El proceso se basa en la conversión del agua en vapor, su condensación y remoción, con la obtención de un concentrado conteniendo la mayor parte de la Actividad.

En el proceso de evaporación, el Factor de Descontaminación es una constante específica del evaporador y se expresa como la relación entre la Actividad de la alimentación y la Actividad del condensado. Para evaporadores de diseño relativamente simple puede esperarse factores de descontaminación de aproximadamente 10 000. Si se desea obtener Factores mayores, se recurre ya sea a una doble destilación o a diseños que permitan reducir la cantidad de gotas de concentrado incorporadas al vapor, para lo cual se hace pasar los vapores a través de una columna lavadora, previamente a la condensación. La columna lavadora consiste en varias bandejas de burbujeo, ordenadas una arriba de la otra, de modo de permitir el

flujo de vapor. Una alternativa eventualmente usada es la combinación de tratar el destilado de la evaporación con un lecho mixto de resinas de intercambio iónico.

Los evaporadores empleados en las instalaciones nucleares pueden ser de: a) marmita, b) circulación natural (tubos o calandrias verticales) y c) circulación forzada (Figura N° 08).

Los evaporadores de circulación forzada emplean energía mecánica, para mejorar la transferencia de calor, son adecuados para procesar líquidos que tiendan a formar incrustaciones puesto que la alta velocidad de flujo de los tubos calefactores disminuye la posibilidad de producir depósito. Los calefactores son externos, verticales o horizontales. Se puede alcanzar economías muy altas, por el reuso de la energía de vaporización como fuente de calor.

b) Procesos de Membrana [24]

Es el proceso en el cual los contaminantes radioactivos son separados de efluentes de residuos por pasaje selectivo de compuestos orgánicos e inorgánicos a través de una membrana. Estas membranas están hechas de Polyamida, Acetato de celulosa y Polyester amide polysulphone. Se presentan los siguientes casos: Osmosis inversa, Ultrafiltración, y microfiltración.

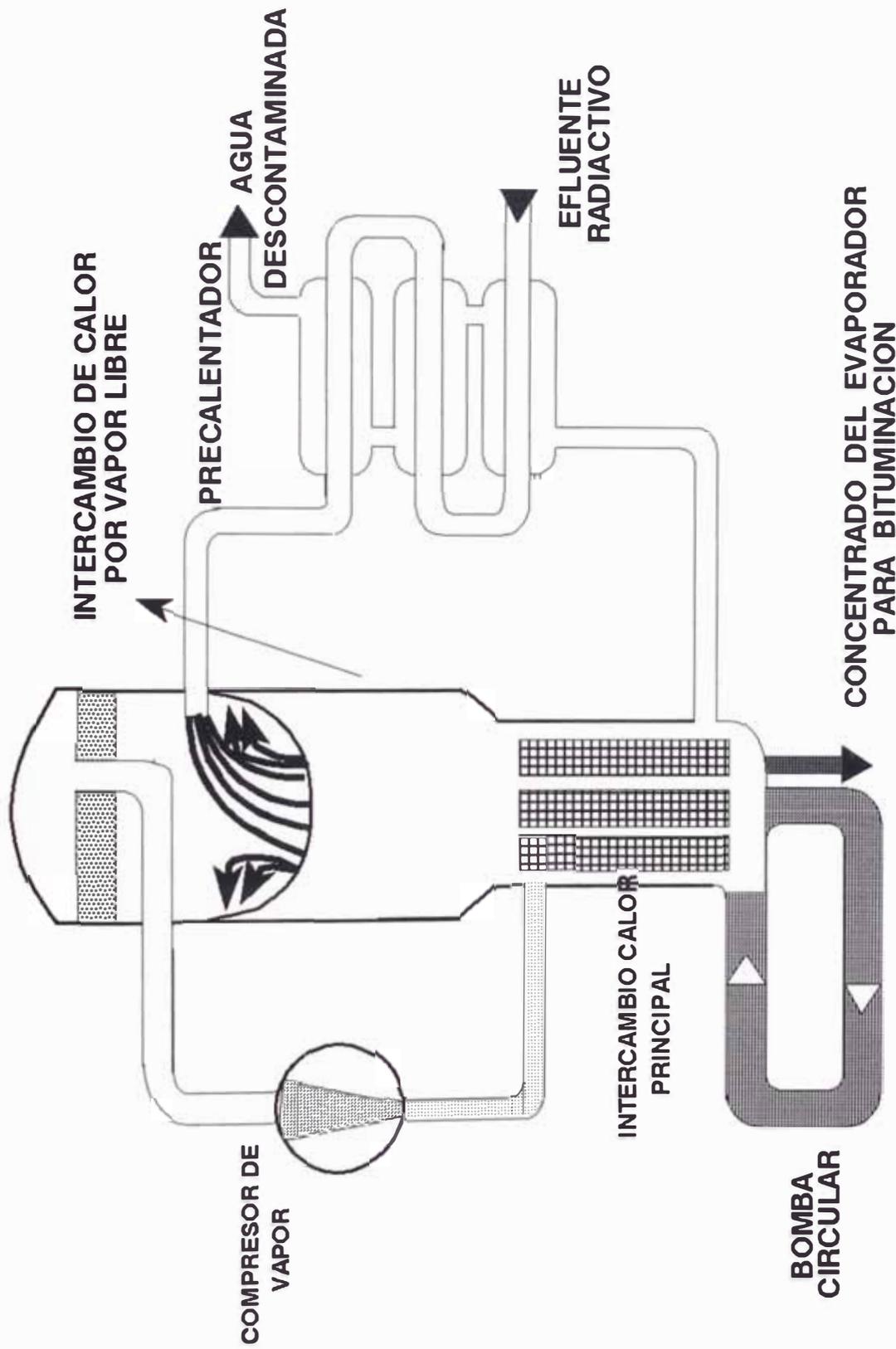


Figura 8 Evaporador de Circulación Forzada para Bituminización

- Osmosis Inversa (OI)

Se caracteriza por la diferencia de presión de la membrana donde el diámetro del poro es de un rango menor de 1 nanómetro. Posee un alimentador y la circulación del fluido es tubular. Se emplea en algunas centrales nucleares como sustituto de la evaporación. Se aplican presiones de 2 a 4 MPa.

- Ultrafiltración (UF)

Es usado mayormente en dos etapas, en la primera se va produciendo el concentrado con un porcentaje de sólidos, para luego ser desaguado en una segunda etapa. El diámetro del poro es de 1 a 100 nanómetros y se presenta con Factores de Reducción de Volúmen como 45 y Factores de Descontaminación aproximadamente entre 10 a 100. Se usa para mejorar los factores de descontaminación de los procesos de precipitación químicas.

- Microfiltración (MF)

Se usa una fina zeolita. Puede remover el 99.9% del Cesio-137, Estroncio-90 y estroncio-85 en los residuos líquidos. La microfiltración es usada para el pretratamiento de efluentes de alimentación. El Factor de Reducción de Volúmen llega entre 200 a 400. La turbidez es reducida de 200 a 0,2 NTU. Posee poros de

diámetro 0,1 a 1 nanómetro. Es usado en Canadá.

c) Biotecnología [24]

El tratamiento por medios biológicos está basado en el uso de especies biológicas producidos para la concentración de radionucleídos. Comprende la Biosorción y la Bioacumulación, a través de la Figura N° 09 se busca poner de relevancia ésta técnica.

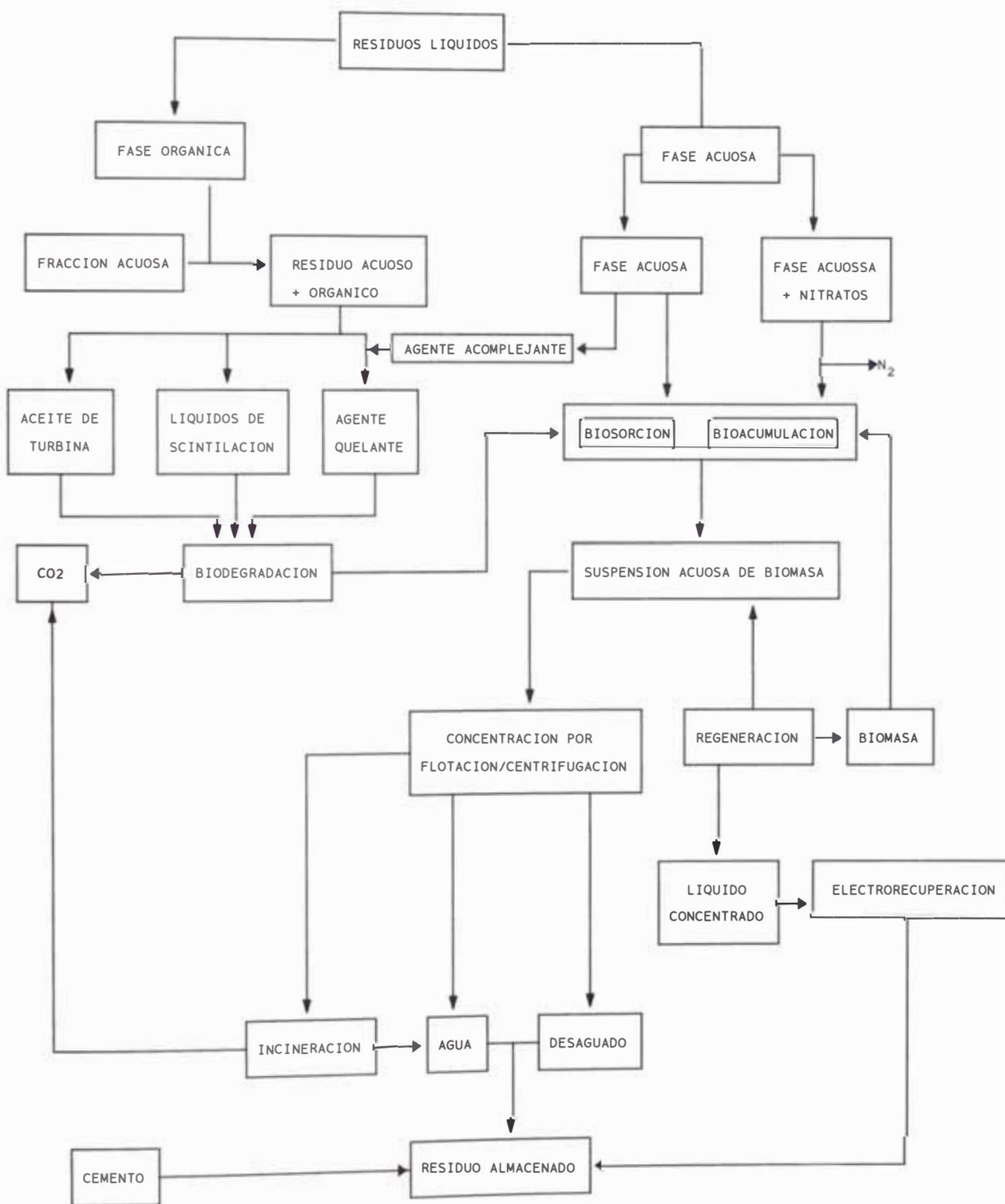
- Biosorción

Se denomina así, cuando es ingerido pasivamente el metal o radionucleído, está basado en la descontaminación del líquido mediante una celda microbiana. Puede ocurrir con bajos o altos microorganismos.

- Bioacumulación

Es la ingestión activa, a través de la concentración de las especies metálicas en celdas microbianas. En los líquidos orgánicos, los radionucleídos pueden ser removidos por completa degradación a CO₂ y H₂O, en donde la producción de biomasa está dada por la degradación de la bacteria.

Figura No. 09
 PROCESO DE TRATAMIENTO BIOLÓGICO
 DE RESIDUOS LÍQUIDOS RADIOACTIVOS



d) Extracción por Solventes [24]

Desde 1940, un amplio rango de solventes son usados y aplicados en procesos de refinación y reprocesamiento de uranio. Como extractante se conoce el TBP (tributilfosfato), TTA (thenoyltrifluoroacetone) y TOPO (trioctylphosphine oxide). Es usado en pequeña escala para recuperar americio y neptunio. La reducción de volumen obtenido por extracción de solventes depende de la relación orgánico/acuoso. En muchos casos la reducción de volumen es baja. Con altos niveles de residuo los procesos de extracción por solventes da buenos Factores de Descontaminación.

e) Procesos Electroquímicos

Es el menos conocido de los procesos de tratamiento aplicado, tiene su desventaja y beneficio. Se usa en la minimización del residuo secundario, en condiciones de operaciones suaves, y variables de control de procesos que salve capital y costo. Se conoce la electroflotación y electrofloculación para remover los radionucleídos. La electrofloculación tiene el inconveniente de generar gases y esta desventaja de formar peróxido de hidrógeno (H_2O_2) se asocia al alto costo de equipo. La formación del peróxido es controlado por la introducción de aire de purga, diluyendo los gases antes de la ventilación de la celda o por oxidación catalítica del agua. Opera en

Sistema batch con capacidad de 50 m³.

La Electrofloclación, conocido también como Electrocoagulación, es el resultado de la inyección de iones floclantes directamente al residuo y la concentración controlada para optimizar sus efectos.

Para un ánodo de fierro, la reacción se simplifica del modo siguiente:



La reacción en el cátodo ayuda primero a proporcionar los iones hidróxido que mantienen la condición alcalina de pH y asegura la formación de Flocs de hidróxido férrico, la reacción en el cátodo asegura la separación sólido/líquido con presencia de microburbujas del gas.

La correcta relación concentración y efecto de reactivo es requerido para producir la coagulación y floclación con mínimo costo.

La Tabla N^o 20, nos resume algunos de los procesos de tratamientos de los líquidos radiactivos que han sido presentados a lo largo del Capítulo IV.

TABLA N° 20

VENTAJAS Y DESVENTAJAS DE LOS DIFERENTES

PROCESOS DE TRATAMIENTOS

PROCESOS DE TRATAMIENTOS	VENTAJAS	DESVENTAJAS
PRECIPITACION QUIMICA	Estabilidad para largos volúmenes y alto contenido de sales en el residuo. Evita la concentración y contaminación de sales. Operación industrial fácil, no expansiva.	FD menores que otros procesos ($10 < DF < 10^2$ γ, β), 10^3 (α). Descarga de sales al ambiente. Eficiencia depende de la separación sólido/líquido.
INTERCAMBIO IONICO ORGANICO	FD bueno con residuos bajo de contenido de sales, >10 a 10^3 ; promedio 10^2 . Buena resistencia mecánica y manipulación limpia. Regenerables	Radiación y daños químicos pueden ser considerables. Importante el costo de la resina. Acondicionamiento requiere tratamiento químico.
INTERCAMBIO IONICO INORGANICO	Estabilidad a la radiación química y térmica, mejor que el intercambio iónico orgánico. Relativamente fácil disposición. Larga selección de productos que aseguran alta selectividad. FD > 10 a 10^4 . Promedio de 10^2 a 10^3	Afectado por alto contenido de sales y complejantes que intercambio orgánico. Problemas en el lecho obstruido. Posibles altos costos. Regeneración y reciclo ofrecen frecuentes dificultades.
EVAPORACION	Alta descontaminación, puede alcanzar 10^4 FD. Buena tecnología establecida. Posible alto Factor de Reducción de Volumen.	Limitación proceso (escalamiento, espuma, corrosión). Altos costos de operación. Altos costos de capital

OSMOSIS INVERSA	Remoción de sales disueltas FD 100-1000 FRV 100-1000 Económico Operación establecida para escala larga	Sistema de alta presión, limitada por la presión osmótica. No lavable en el reverso, sujeto a suciedad.
ULTRA FILTRACION	Separación de sales disueltas de partículas y materiales coloidales. Membranas inorgánicas en promedio de buena estabilidad química y radiación, puede también operar a elevadas temperaturas. Presión menor de 1 MPa	La suciedad necesita de lavado químico o nivelarlo. Membrana orgánica sujeto a daño por radiación
MICRO FILTRACION	Operación baja presión (100 a 150kPa). Alta recuperación 99% Excelente como pretratamiento para Osmosis Inversa. Válido para membrana inorgánica. deja suciedad cuando es empleado el aire de lavado.	Frecuencia de lavado, puede ser completamente alto y depende del contenido de sólidos del residuo efluente.
BIOTECNOLOGIA	Conveniente para volúmenes grandes Tratamiento de mezclados de residuos peligrosos (orgánicos e inorgánicos). Denitrificación de alta acidez NO ₃ - contenidos en el residuo Biodegradación de metales quelatos en ácidos orgánicos.	Posibles productos intermedios Barros con alto contenido radionucleído
BIOSORCION	FD menor de 1000. [metales/biomasa] de 0,05 a 0,2	Alta producción de lodos.

BIO ACUMULACION	FD mayor de 1000 [metales/biomasa] de 0,5 a 10,0	La conducción de un proceso activo es dificultoso.
EXTRACCION POR SOLVENTE	Capacidad de remoción selectiva Recupración o reciclaje de actínidos.	Pobre Factor de Reducción de Volumen. Sensibilidad a las partículas en fase acuosa. Material orgánico presente en refinado acuoso. Se generan acuosos, y orgánicos de mayor dificultad de tratamiento.
ELECTRO QUIMICO	Provee un parámetro de proceso adicional Puede ayudar a minimizar el uso de reactivo Bajo consumo de energía. Mejora de la efectividad	Sensibilidad a las impurezas en los residuos. Resistencia iónica de efluentes afecta el rendimiento. Puede producirse gases, lo cual puede ser peligroso. Suciedad es un problema cercano a 10 g/l de sólidos totales.

Fuente: [8], [9], [19], [20]

4.2 Tratamientos para la Inmovilización

Tras los procesos para reducir volumen con altos factores de contaminación, se obtiene un concentrado el cual debe ser inmovilizado y confinado en una matriz de cementación o bituminización o polimerización o vitrificación, dependiendo la elección de la actividad radioquímica, del período de semidesintegración y las condiciones físico-químicas del concentrado. La Figura N° 10, nos muestra una planta combinada de tratamiento de residuos y cementación.

El producto solidificado constituye la barrera primaria para el confinamiento de los radionucleídos. Las propiedades de esta barrera definen la calidad del producto final y entre las principales se pueden mencionar: homogeneidad, baja solubilidad, baja permeabilidad, estabilidad a la radiación y al calor, resistencia a los agentes externos (químicos y biológicos), resistencia mecánica, resistencia a la lixiviación y durabilidad a largo plazo. Tratándose de líquidos de baja y media actividad los procesos de inmovilización emplean matrices del tipo de cemento o bitúmenes o polímeros.

El cemento cuya presencia es fundamental en el proceso de la inmovilización se constituye en base a los Silicatos, los cuales varían en los diversos tipos de cemento, como los de Portland de tipo I, II, III, IV, y V. En otros países también se aplican cementos de escoria de altos hornos.

Los silicatos poseen una estructura cristalina tetraédrica, que tienen la particularidad de intercambiar cationes presentes en los lodos radiactivos con los

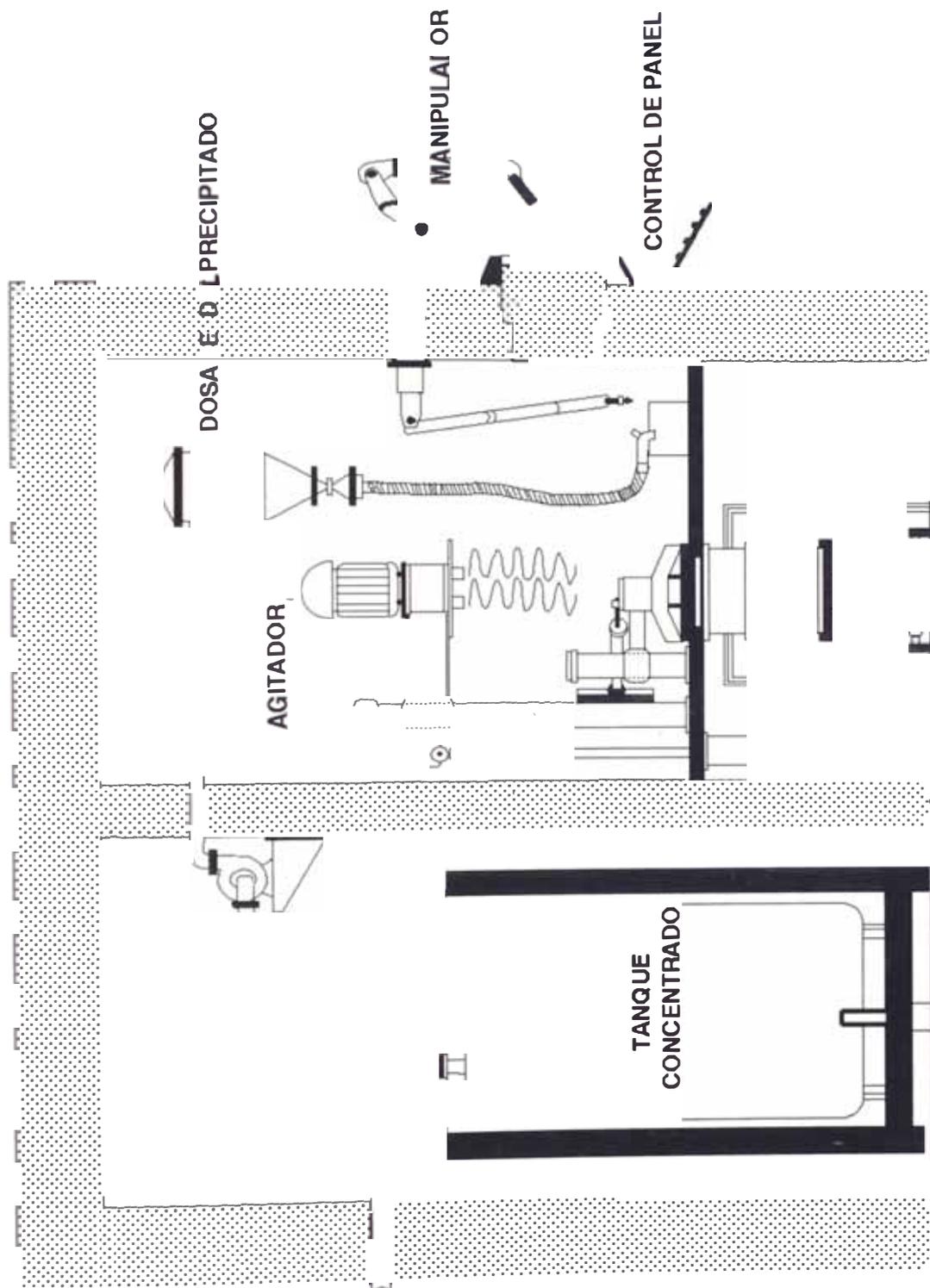


Figura 0 Cementación de Concentrados Radiactivos en Centro Nuclear Karlsruhe (Alemania)

vértice de u enlaces. La forma de unión de los vértices genera la variedad de lo tipo e structurale de ilicato . La durabilidad de la estructura permitirá la permanencia o no del radionucleído ante la acción perturbadora del medio, principalmente de fuentes hídricas.

4.2.1 Inmovilización por Cemento

La incorporación de residuos líquidos radiactivos de media, baja y en alguno ca os de alta actividad, en matrices de cemento ha sido practicada de de muchos años y encuentra aplicación para residuos industriales peligro o . Su ventajas on:

- Material y tecnología conocida ,
- Compatibilidad con los tipo comunes de residuos,
- Bajo costo del cemento,
- Buena protección propia, sin problemas de vapores.
- Larga vida de los compuestos cementados,
- Buen impacto y re istencia a la compresión,
- Baja lixiviación de radionucleídos,
- Ca i in olubilidad al agua y a los ácido ,
- Rápido proce o de olidificación,
- Puede realizar e y adaptarse en pequeñas instalaciones,

Se dió inicio a los en ay o de inmovilización con el apoyo del CONCYTEC, (Contrato N° 524-07/93/OAI), los que dieron base a la

pre^sente Te^si^s, allí nos hemos planteado como hipótesis que los productos nacionale^s de cemento Portland, no presentan mayores dificultades para realizar la cementación de residuos radiactivos y que permiten enfrentar lo^s problema^s de protección radiológica y ambiental que pudieran generarse en el Centro Nuclear "RACSO", a consecuencia de la presencia de líquido^s de actividad de bajo y medio período de semidesintegración. Consideramos, que es factible conseguir un producto cementado estable para acondicionar residuos líquido^s radiactivos en la forma de concentrados.

El estudio experimental de inmovilización debe comprender además lo siguiente:

- Evaluación a temperaturas mayores del ambiente de relaciones cemento/agua y aditivos con otros parámetros de estabilidad, como calor de hidratación, efectos de la radiación etc.
- Evaluación de las matrices en cemento y combinado con aditivos para lixiviación con soluciones radiactivas a temperatura y condiciones dinámicas.

La composición del concentrado varía cuando los residuos provienen de residuo^s previamente tratados, sea por métodos de filtración, de intercambio iónico, de precipitación selectiva o múltiple. La selección y aislamiento del concentrado es importante para evitar mezclas fallidas. La presencia de sales es inconveniente y la formación de un lodo concentrado

de bajo contenido salino, de pH neutro, contribuyen significativamente a su inmovilización.

Los concentrados de los líquidos radiactivos provenientes de la precipitación química, poseen mayor actividad; sus características y propiedades deben ser tales que permitan realizar la mezcla con el cemento y procesar el período de tiempo de inmovilización que asegure la estabilidad de la matriz cementada y por la cual las pruebas a que se les somete, como la de lixiviación no lleve a fractura o liberación prematura de radionucleídos.

El agua es el líquido que permite realizar la fragua y cuya relación agua/cemento es el parámetro a optimizar, de modo de asegurar la retención de los tipos de radionucleídos presentes, o de otros contaminantes, no necesariamente radiactivos.

Combinaciones del cemento con aditivos de tipo silicato como la Arcilla, Bentonita, Zeolitas y otros, que son compuestos no metálicos también de estructura tetraédrica, buscan reforzar las ventajas de intercambio de iones y la capacidad de cobertura de sus celdas con propósitos de mayor retención. Aditivos artificiales pueden cumplir una función de reforzamiento de estas propiedades de los silicatos.

Se fabricaron probetas paralelepípedas por triplicado en un molde metálico de dimensiones 16 x 4 x 4 cm. que es lo que especifica el uso del equipo medidor de la compresión "CONTROL'S", de fabricación alemana, que

cuenta con doble escala de registro hasta un máximo 250 KN. (Fotos N° 10 y 11)

Las pruebas a los que fue sometido el producto cemento para las marcas nacionales "Andino", "Sol" y "Atla" han sido: Resistencia a la Compresión, Inmersión, Densidad, Tiempo de Fraguado, Porosidad, Velocidad de Lixiviación, para diferentes relaciones de Agua/cemento (0,3; 0,35; 0,4; 0,45 y 0,50). Los ensayos se han realizado previamente con un Curado al 100% de humedad.

Relación Agua/Cemento:

Con diversas relaciones agua/cemento varían la resistencia mecánica y química de la cementación. Su procedimiento sigue las normas ASTM C190-77 que señala hacer e en una mezcladora como muestra la Foto N° 12, o en forma manual que se requirió en la mayoría de los ensayos.

Pruebas iniciales de variación de agua/cemento indicaron que a los 28 días la resistencia a la compresión tiende a ser estable y como tal se escogió este tiempo para la evaluación de los parámetros que se mencionan en las Tablas N° 21, 22, 23, 24, 25 y 26 solos y con Arcilla como aditivo, cuyos resultados se reflejan en los Gráficos N° 05, 06, 07, 08, 09 y 10.



Foto No. 10 Equipo medidor de resistencia a la compresión "Control's".

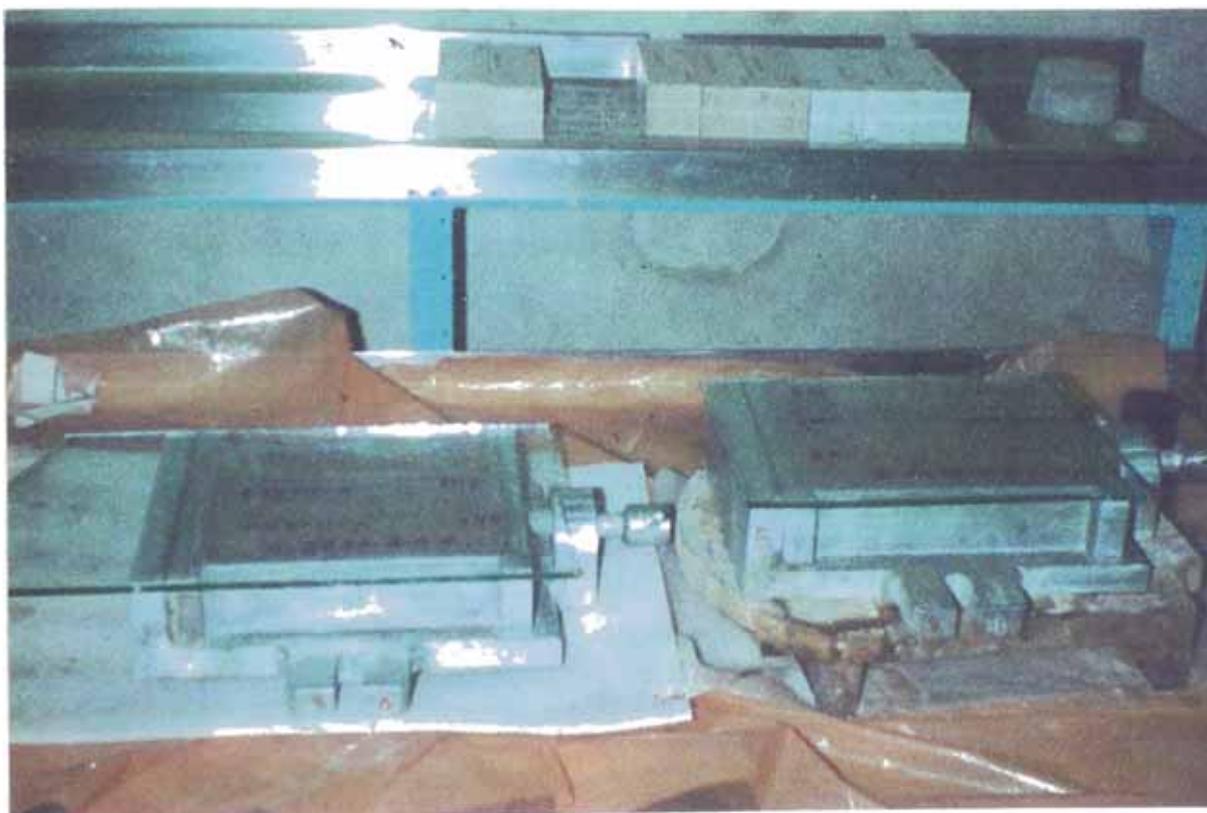


Foto No. 11 Molde metálico para fabricación de probetas.

La Resistencia a la Comprensión:

Varían ligeramente en los tres tipos de cementos estudiados. Cuando se añade Arcilla el cemento "Andino" y "Sol" logra incrementar su resistencia, disminuyendo ligeramente en el cemento Atlas.

A menores relaciones agua/cemento, como la relación 0,3 si bien se obtiene buena resistencia a la compresión, dureza y homogeneidad del producto, sin embargo, se ve afectado enormemente por la falta de operatividad, que lo hace casi impracticable en un proceso de escalamiento en la debe intervenir proceso de flujo y combinaciones con líquidos residuales. La relación con 0,35 si bien es más trabajable no deja de tener los mismo inconvenientes. La evaluación en general de los ensayos se encuentra como mejor resultado, la relación agua/cemento de 0,4. Para evaluaciones internacionales se menciona que una buena resistencia a la compresión es mayor de 10 MPa. valor que es superado por los tres cementos mencionados.

La Porosidad:

Es el parámetro de importancia para evaluar los efectos que pueden ocasionar las aguas subterráneas. Los mejores valores se presentan en el cemento Sol y Atlas variando entre 30 y 40%. Cemento Andino modifica notablemente su porosidad entre 20 a 40% para una relación agua/cemento

de 0,35 a 0,40. La prueba implica una doble pesada, con y sin agua utilizando una bomba de vacío para la extracción de la humedad y una mufla a 110 °C para el secado de la probeta. No requiere medición de resistencia a la compresión.

Las Pruebas de Inmersión:

Revela la variación de la resistencia a la compresión de las probetas cuando se le somete al cambio brusco de humedad. Es una prueba no térmica, mide la capacidad de permanecer sin variaciones físicas importante, ante la acción de la humedad. El curado al 100 por ciento se realizó 28 días para luego permanecer en ambiente 28 días adicionales.. En general las probetas de cemento se mostraron homogéneas y sin proclividad al fracturamiento. Los valores de resistencia varían ligeramente a las condiciones de la resistencia a la compresión a igual curado (28 días).

TABLA N° 21**RESISTENCIA A LA COMPRESION (*)**

Tiempo de Curado : 28 días

Relación Agua/Cemento	Resistencia a la compresión (MPa)		
	Sol	Atlas	Andino
0,30	65,31	62,94	---
0,35	59,58	62,29	58,44
0,40	44,90	50,83	47,81
0,45	40,00	47,10	22,21
0,50	39,98	35,94	17,23

(*) sin aditivo

TABLA N° 22**RESISTENCIA A LA INMERSION (*)**

Tiempo de Curado: 28 días. Tiempo al Ambiente: 28 días

Relación Agua/Cemento	Resistencia a la Inmersión (MPa)		
	Sol	Atlas	Andino
0,35	61,92	53,13	59,48
0,40	52,54	44,83	49,90
0,45	47,21	37,65	35,17
0,50	30,42	30,79	21,04

(*) sin aditivo

GRAFICO No. 5
RESISTENCIA A LA COMPRESION DE CEMENTOS

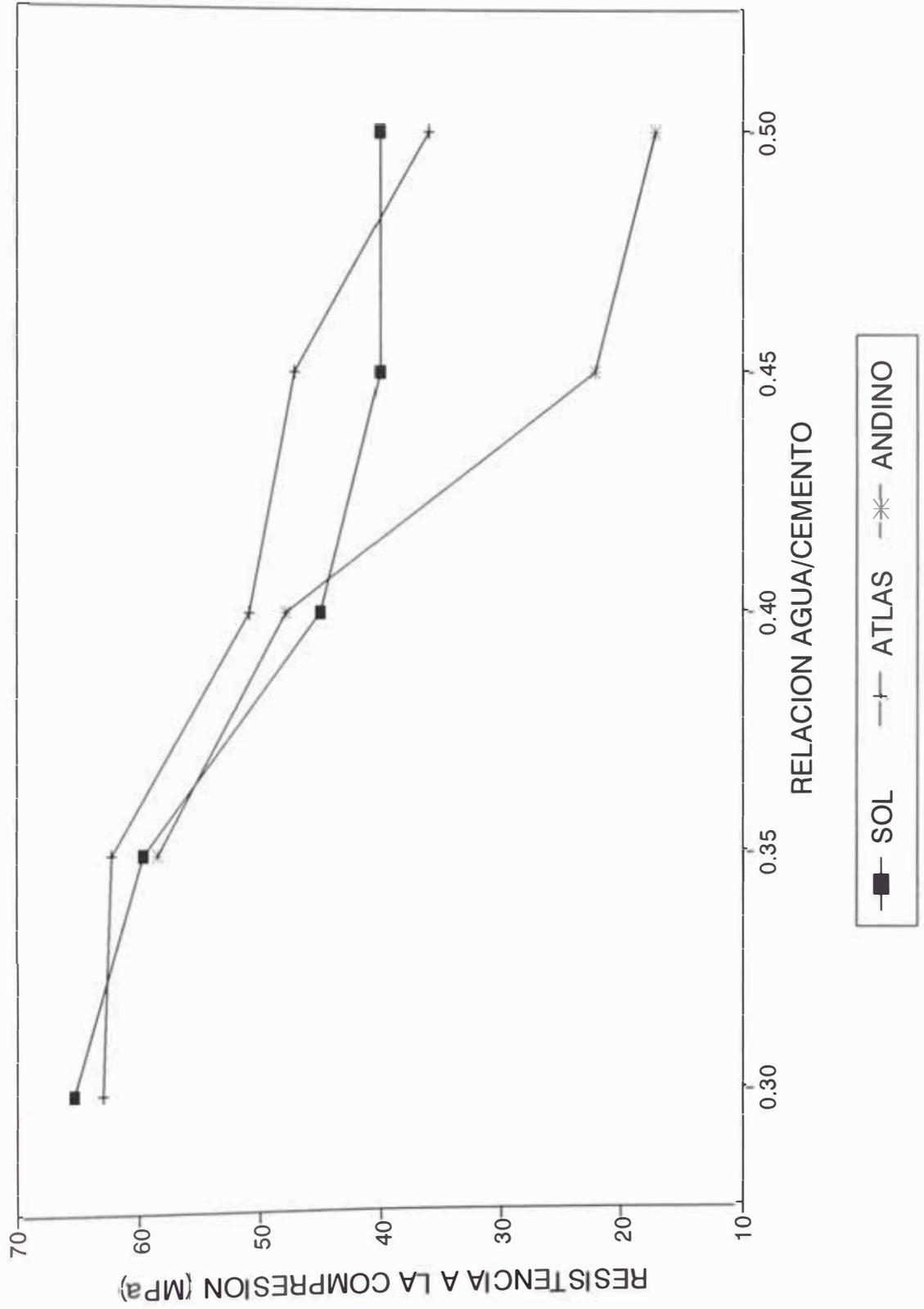


TABLA N° 23

RESISTENCIA A LA COMPRESION

Tiempo de curado: 28 días

Aditivo: Arcilla

Relación Agua/Cemento + % Arcilla		Resistencia a la Compresión (MPa)		
		Sol	Atlas	Andino
0,35	3	60,60	48,65	75,21
0,40	3	52,85	38,02	60,73
	5	51,10	51,77	59,40
	7	49,15	40,63	50,10
	10	45,0	43,63	54,00
0,45	3	42,92	43,73	40,17
	5	43,58	39,58	42,00
	7	45,94	39,83	42,96
	10	46,21	31,21	45,10
0,50	3	38,29	34,48	34,92
	5	34,06	35,92	34,85
	7	36,19	35,73	36,42
	10	39,17	37,10	36,19
	12	40,33	36,38	38,98
	15	39,98	37,35	38,96

GRAFICO No. 6 RESISTENCIA A LA COMPRESION CON ARCILLA

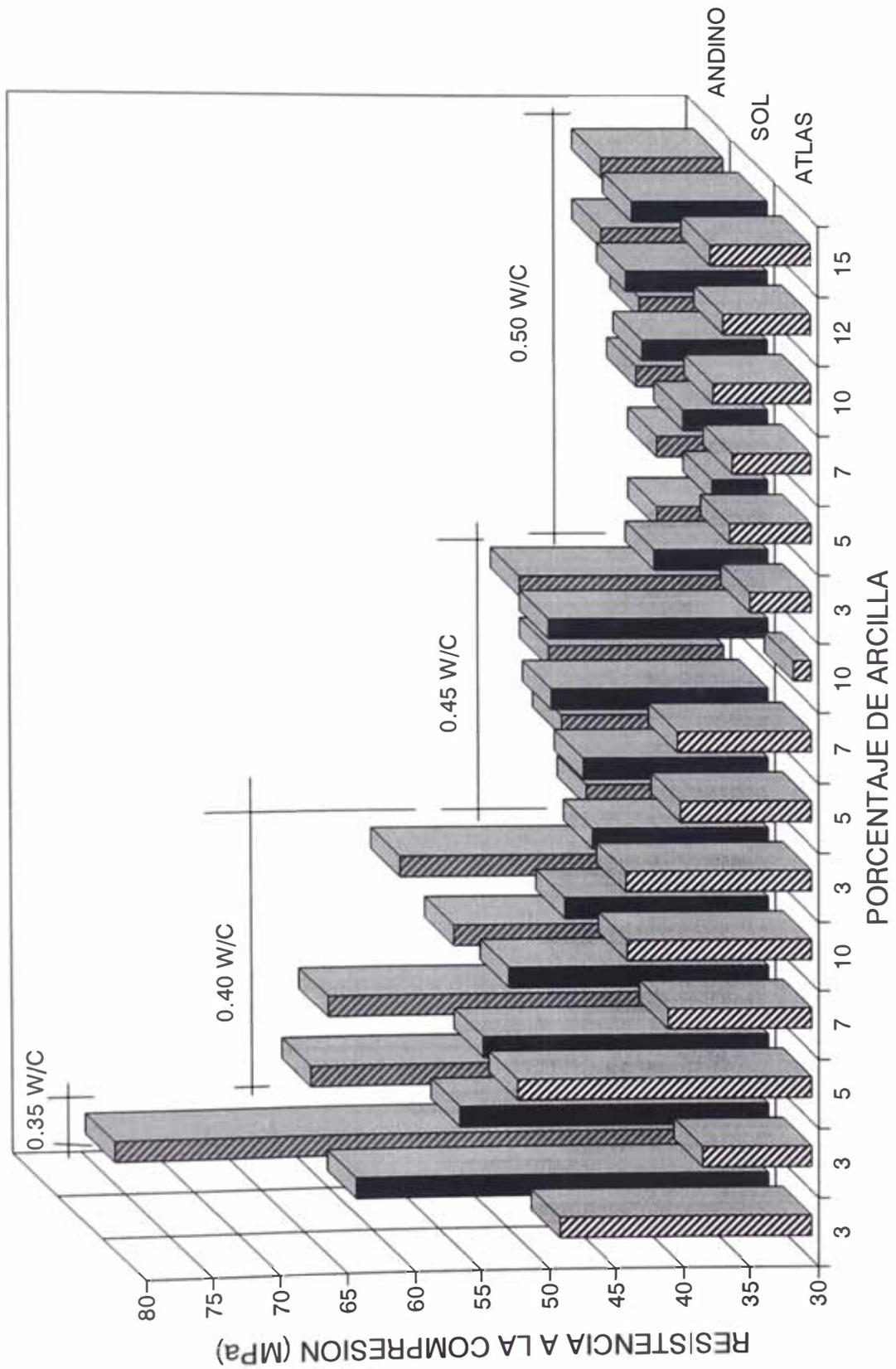


GRAFICO No. 7
RESISTENCIA A LA INMERSION

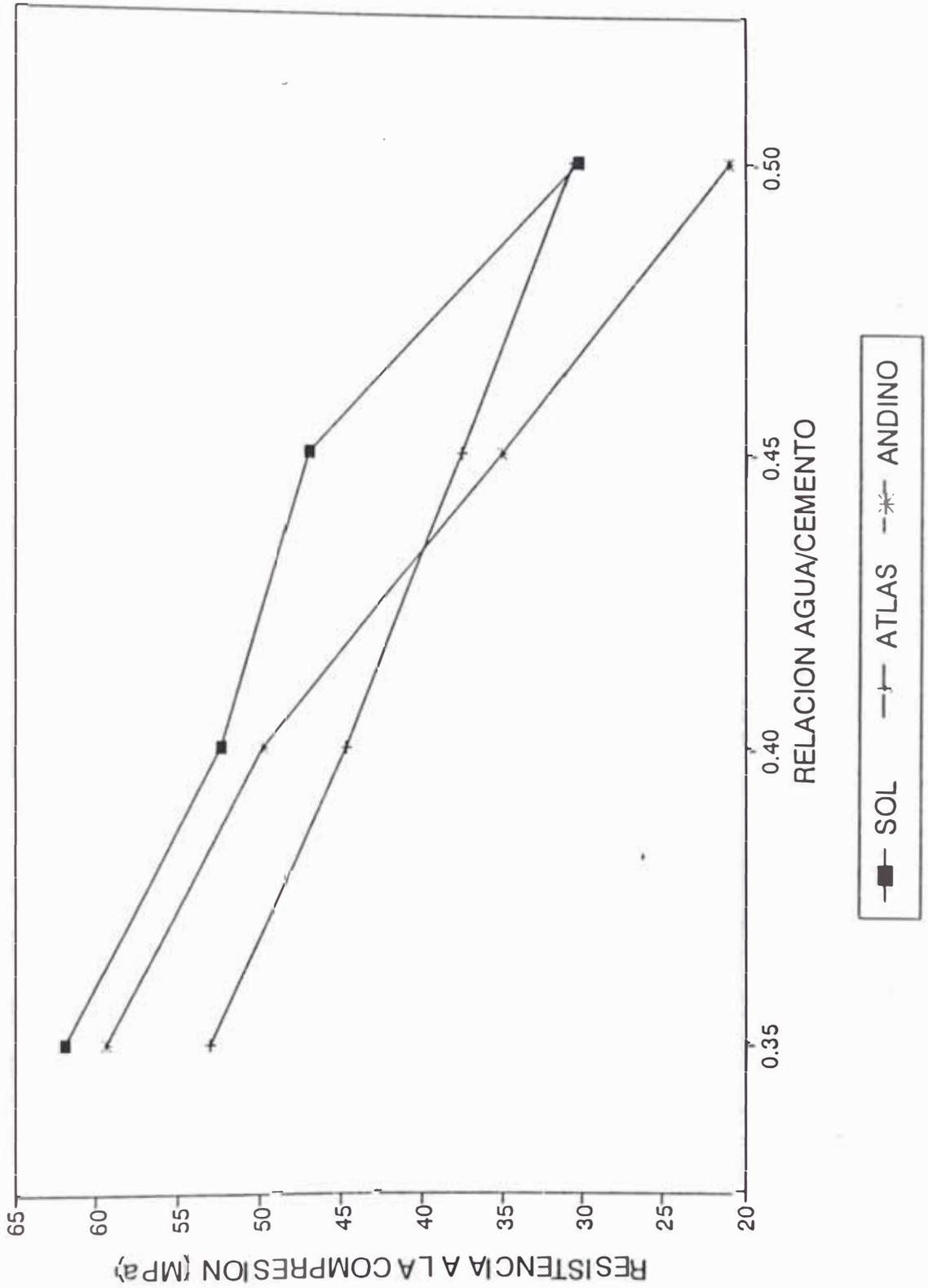


TABLA N° 24

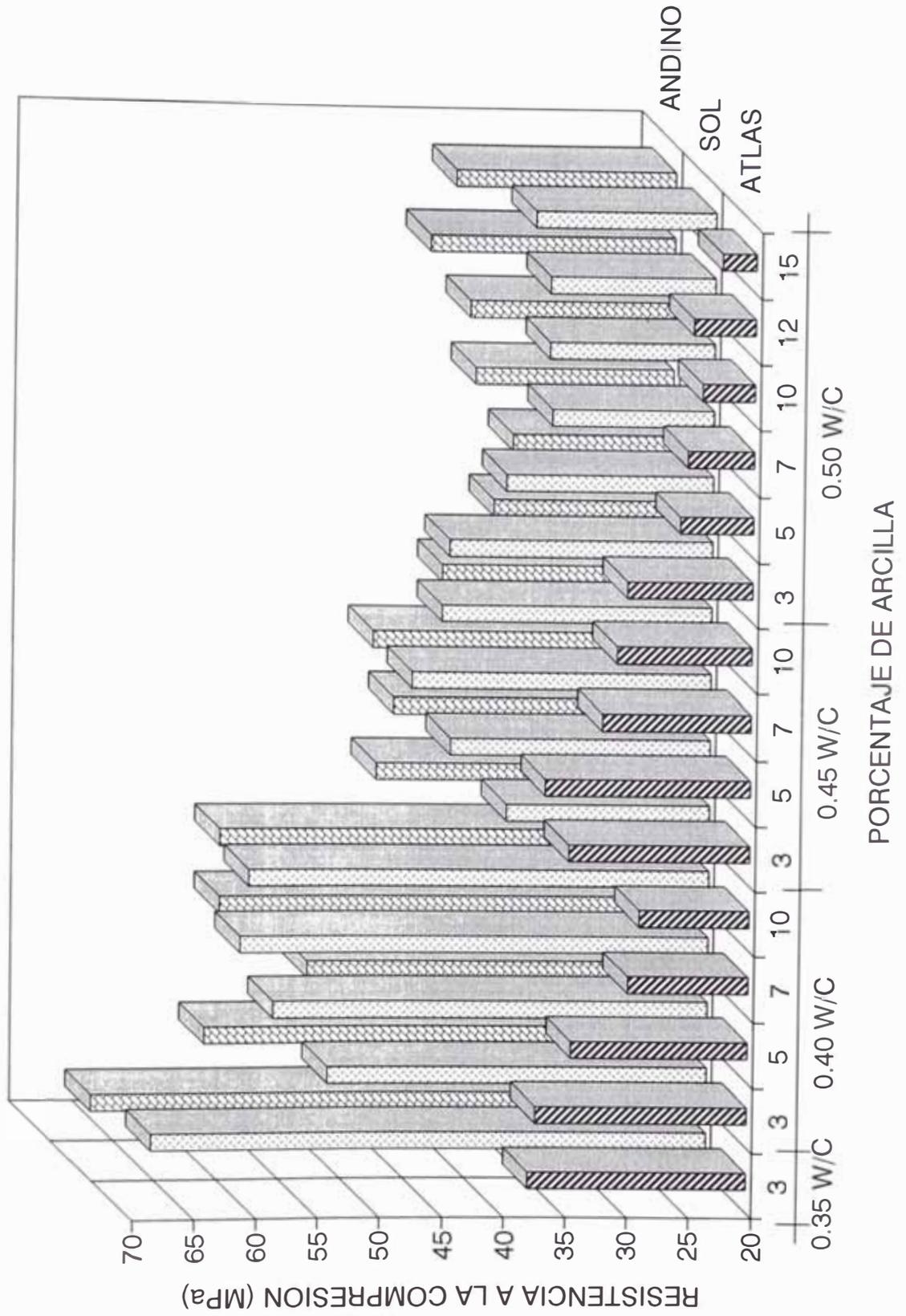
RESISTENCIA A LA INMERSION

Tiempo de Curado: 28 días,

Aditivo: Arcilla

Relación Agua/Cemento + % arcilla		Resistencia a la Inmersión (MPa)		
		Sol	Atlas	Andino
0,35	3	64,79	37,54	66,35
0,40	3	50,63	36,98	57,29
	5	55,00	34,15	49,06
	7	57,67	29,69	56,15
	10	57,08	28,75	56,10
0,45	3	36,40	34,56	43,60
	5	40,83	36,44	42,19
	7	44,06	31,92	43,94
	10	41,65	30,83	38,42
0,50	3	41,13	30,00	34,31
	5	36,54	25,77	32,83
	7	32,92	25,21	35,85
	10	33,21	24,08	36,35
	12	33,23	24,96	39,65
	15	34,38	22,63	37,60

GRAFICO No. 8
RESISTENCIA A LA INMERSION CON ARCILLA



Velocidad de Lixiviación:

La lixiviación[27], como la resistencia a la compresión, son los parámetros más importantes para la certificación de la calidad de la inmovilización. El Procedimiento seguido es según la Norma ISO 900 [28]. Los ensayos con aditivos como la arcilla y bentonita se orientan principalmente a limitar la tasa de lixiviación. Como se manipula material radiactivo se prepara la matriz de modo de poder trabajar en condiciones de aislamiento de la muestra. A la mezcla se agrega la solución radiactiva, cuya actividad es conocida por ser preparada a partir de una solución patrón.. Se usaron lixiviantes: agua del lugar, agua de mar y agua desionizada. La geometría utilizada es cilíndrica de diámetro igual a la altura (4,5cm) que difiere de las probeta para la resistencia a la compresión, adaptándose a depósitos de vidrio como se muestra en la Foto N° 13.

Las pruebas fueron con una relación de 0,4 de agua/cemento, inicialmente sin aditivos y luego con aditivos. Sin aditivos se observa poca retención de los radionucleídos en la matriz. Se muestran en las Tablas N° 27 y 28 los resultados de la Velocidad de Lixiviación para los cementos "Sol" y "Atlas" con 10% de Arcilla respectivamente. El procedimiento implica una toma de muestra (250 ml) del volumen del liviviado (1 100 ml) cuya Actividad (A_n) es obtenida por Espectrometría para cada período de tiempo t_n (días). Los valores dados y obtenidos se usan en la siguiente formulación:



Foto No. 13 Ensayos de Lixiviación.

$$R_n = [A_n \cdot V] / [A_o \cdot S \cdot t_n] = K \cdot [A_n / t_n]$$

donde:

$$F_n = \sum [A_n / A_o] = \text{Fracción acumulada liberada}$$

R_n = Velocidad de lixiviación en la etapa n del ensayo (cm/día).

A_n = Actividad del radionucleído que ha pasado al lixiviante en la etapa n (Bq)

A_o = Actividad inicial del radionucleído en la probeta (Bq)

V = Volumen de la probeta (cm³)

t_n = Duración de la etapa n del ensayo (días)

S = Superficie de la probeta (cm²)

K = Constante característica del ensayo (cm/Bq), Dado para facilidad de los cálculos

Es posible la obtención del Coeficiente de Difusión (D_e) en el proceso de lixiviación estática a partir de:

$$\sum (A_n/A_o) \cdot (V/S) = 2 (D_e / \pi)^{0.5} \cdot (\sum t_n)^{0.5} + \beta$$

Donde los nuevos términos significan:

D_e = Coeficiente de difusión efectivo (cm²/s)(cm²/día)

β = Término usado para corregir el período inicial no estacionario.

Que rehaciendo datos se obtiene:

$$D_e = \pi (m \cdot V / 2S)^2$$

Donde:

$m =$ Pendiente in considerar β del ploteo de la fracción acumulativa y la raíz cuadrada del tiempo.

Buenos resultados son aquellos en que la Velocidad de Lixiviación y la Fracción Acumulada Liberada sean bajos y que ellos tiendan a estabilizarse en el menor tiempo.

El Gráfico N°11 corresponde en el Cemento "Sol" la Fracción Acumulada Liberada del Cobalto-60 y Cesio-137 de la Tabla N° 27. Los Gráficos N°12 y 13 corresponde en el Cemento "Atlas" la Fracción Acumulada Liberada y la Tasa de Lixiviación del Cobalto-60 y el Cesio-137 registrados en la Tabla N°28. En ambos casos se tiene como aditivo Arcilla en un 10% y 0,4 de relación agua/cemento.

Los resultados presentados hasta un período significativo de 95 días, muestran la rápida inmovilización del Cobalto-60 en los dos tipos de cemento, la menor fracción acumulada liberada del Cesio-137 con el cemento "Atlas", y la mayor tasa de lixiviación del Cesio-137 que el Cobalto-60. Esto en años tienen como dificultad el ser prolongados hasta un año y extraer conclusiones definitivas implica proseguir ensayos con Cemento "Andino", y otras relaciones de agua/cemento y otros aditivos como la Bentonita y la Zeolita, que han sido probadas su eficiencia en otros países.

TABLA Nº 27**VELOCIDAD DE LIXIVIACION**

Composición de la probeta: Relación agua/cemento 0,4 + 10% de Arcilla

Tipo de cemento: Sol

Lixiviante: agua potable

pH de mayor estabilidad: 6,5

Dimensiones de la probeta: altura = diámetro = 4,7 cm.

Actividad inicial: Cesio-137: 912 264,25 Becquerelio

Cobalto-60: 766 052,22 Becquerelio

Tiempo (Días)	CESIO-137			COBALTO-60		
	An (Bq)	Velocidad Lixiviación Rn (cm/día)	Fracción Acumulada Liberada (An/Ao)	An (Bq)	Velocidad Lixiviación Rn (cm/día)	Fracción Acumulada Liberada (An/Ao)
1	57928,78	0,0512	0,0635	6894,47	0,007235	0,0090
3	29545,54	0,0130	0,0959	412,49	0,000216	0,0095
7	29579,90	0,0065	0,1284	91,33	2,4E-05	0,00960
10	5404,15	0,0016	0,1343	14,30	5E-06	0,0097
14	3267,73	0,0007	0,1379	57,83	1,5E-05	0,0097
21	4217,60	0,0005	0,1425	38,41	5,7E-06	0,0098
28	3494,76	0,0004	0,1463	8,54	1,28E-06	0,0098
35	5135,85	0,0006	0,1520	9,82	1,47E-06	0,0098
65	34414,7	0,0010	0,1897	318,59	1,11E-05	0,0102
95	28026,16	0,0008	0,2204	36,28	1,27E-06	0,0103

4.2.2 Otras Alternativas

a) Bitumen

El bitumen [29], como matriz inmovilizante de residuos radiactivos de baja y mediana Actividad se emplea en diversos países, particularmente en Francia. Los residuos son de diversas naturaleza: barroS de la precipitación química, concentrados de evaporadores, resinaS de intercambio iónico agotadas, intercambiadores iónicos minerales (zeolitas), residuos orgánicos (TBP) y cenizas de la incineración.

El bitumen comunmente llamado asfalto, deviene de la destilación directa de hidrocarburos de alto peso molecular. Este asfalto se recomienda para residuos con actividades específicas de 200 Ci/m³ de emisores beta y gamma, y no mayores de 10 Ci/m³ de emisores alfa. En la Figura N° 08, se muestra el proceso combinado de bitumen y concentrado que deviene de la evaporación.

b) Polimerización

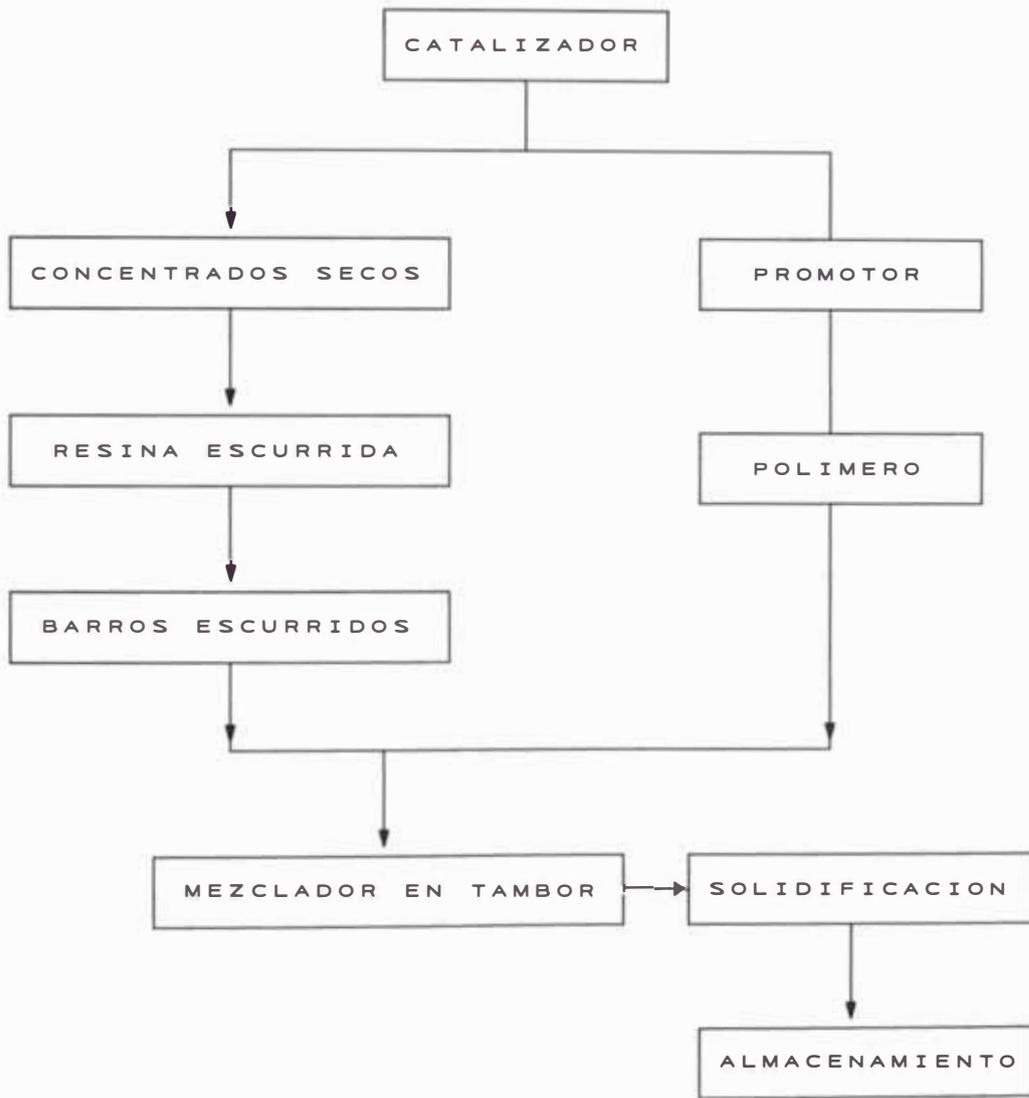
La inmovilización por polimerización [30] es de gran aplicación con el objetivo de mejorar la calidad del producto solidificado. Los polímeros empleados difieren por sus propiedades distinguiéndose los siguientes: poliestireno, poliésteres, epoxi, polietileno, etc. El proceso se refleja en el siguiente esquema de la Figura N° 11.

Entre los polímeros termoplásticos, el polietileno es ampliamente usado en Alemania, Japón, Estados Unidos y en Argentina (Atucha), particularmente en la solidificación de concentrados del evaporador y resinas de centrales nucleares. Para su empleo se calienta por arriba del punto de fusión y se agrega el residuo para formar una mezcla homogénea, la cual se deja enfriar resultando un producto sólido monolítico.

A diferencia de otros agentes solidificantes, no se requiere reacciones químicas para realizar la inmovilización; lo cual provee una serie de ventajas, como por ejemplo que la composición o la compatibilidad química del residuo no interfiere con el proceso. Adicionalmente puede ser procesado en un equipo similar al usado con el bitumen.

Figura No. 11

PROCESO DE POLIMERIZACION



CAPITULO V

PLANTA DE TRATAMIENTO QUIMICO

5.1 Antecedentes

En 1992 se inició la construcción de una Planta de Tratamiento Químico, como parte de un Proyecto conjunto entre IPEN/OIEA, con el propósito de otorgar una alternativa de tratamiento a los residuos radiactivos líquidos en el Centro Nuclear; como una medida de prevención a una eventual presencia de radionucleídos como el Cobalto-60 y el Cesio-137 u otros de toxicidad e interés radiosanitario.

Tal obra se denominó "Ingeniería de Detalle, Fabricación, Suministro, Montaje, Obras Civiles, y Puesta en Marcha de la Planta de Residuos Líquidos Radiactivos" y fué otorgada la buena Pro a la Empresa SOLSA. Lograda la recepción de la obra con los protocolos de puesta en marcha, a la fecha está pendiente de implementar el equipo mezclador de cemento al sistema de la Planta de Tratamiento Químico (PTQ).

5.2 Descripción del Proceso

El proceso de conjunto se presenta en el Diagrama de Flujo de la Figura N°12, que se resume en el Diagrama de Bloques de la Fig. N°13. Se destaca del proceso que los líquidos radiactivos llegan de las Plantas de Decaimiento, mediante un sistema de impulsión que cuenta con una cámara de rebombeo hasta los tanques de almacenamiento de 6,26 m³ cada uno.

De los tanques de almacenamiento es trasvasado el líquido por dos bombas peristálticas, marca "Delasco", por separado o conjuntamente al tanque de alimentación B1 de 4 m³, de donde se inicia el proceso tipo batch.

Luego de realizarse el trasvase del líquido al tanque de precipitado, ocurre por acción de los reactivos la precipitación química. Desde aquí el lodo formado se destina a la cementación, operación a realizarse con una mezcladora de hélices helicoidales marca "Bahnsen" de fabricación alemana.

El líquido clarificado "limpio", es llevado a un tanque de fibra de vidrio, en donde se muestrea y se evalúa la composición radiactiva, para decidir su curso al lecho de infiltración, o desagüe común si se estuviera en el fondo natural.

El proceso se apoya en un sistema de mando que permite el funcionamiento manual y automáticamente de las operaciones de carga y descarga de las bombas. Para la operación automática se cuenta con indicadores de boyas de alto y bajo nivel en los tanques BoA, BoB, B1, B2 y B3; indicador tipo electrodo en el nivel superior del tanque de precipitación y tipo diafragma indicando la altura de nivel en el tanque BoA de almacenamiento.

Figura No. 12

DIAGRAMA DE FLUJO DE LA PLANTA DE TRATAMIENTO QUIMICO

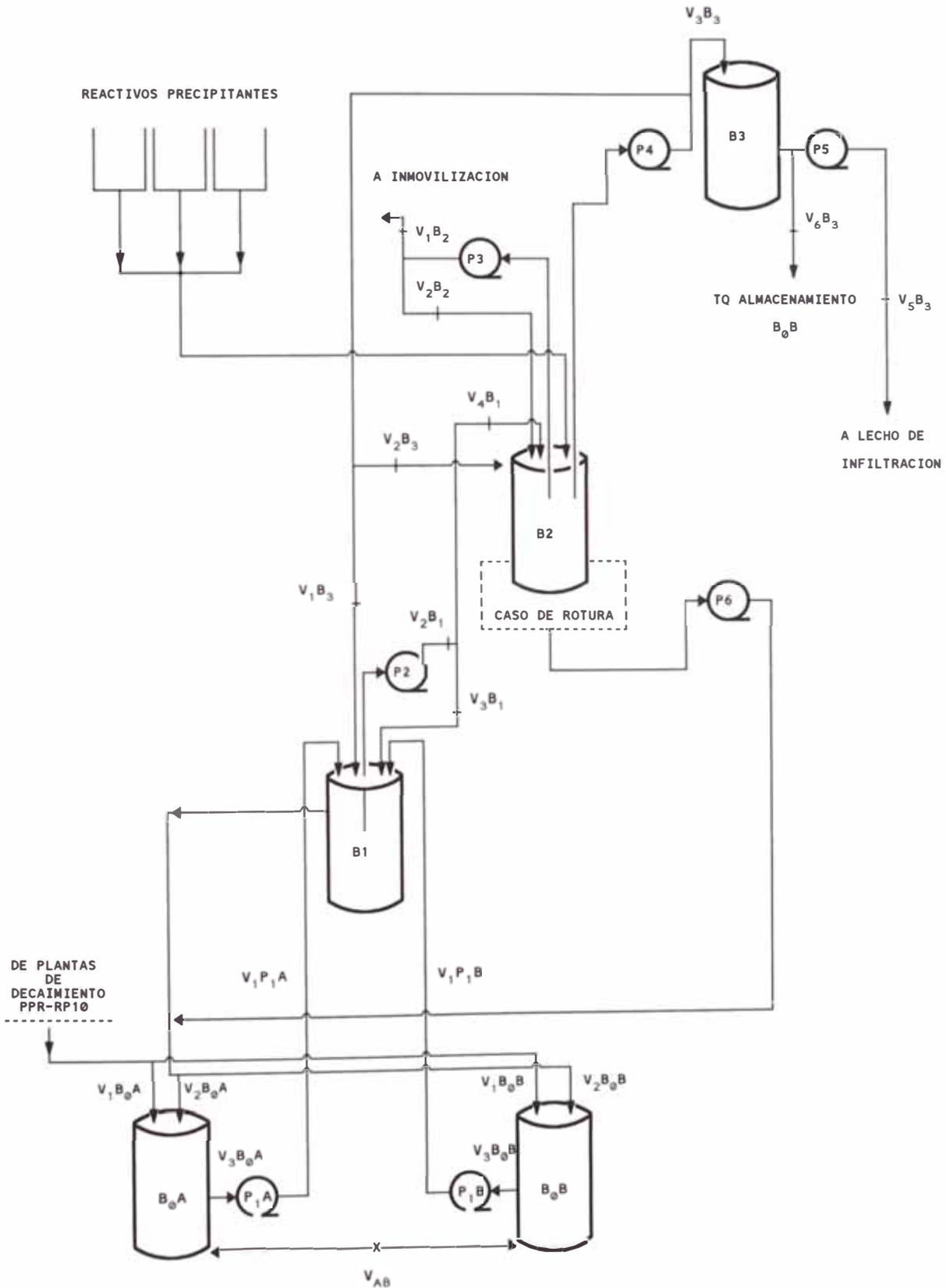
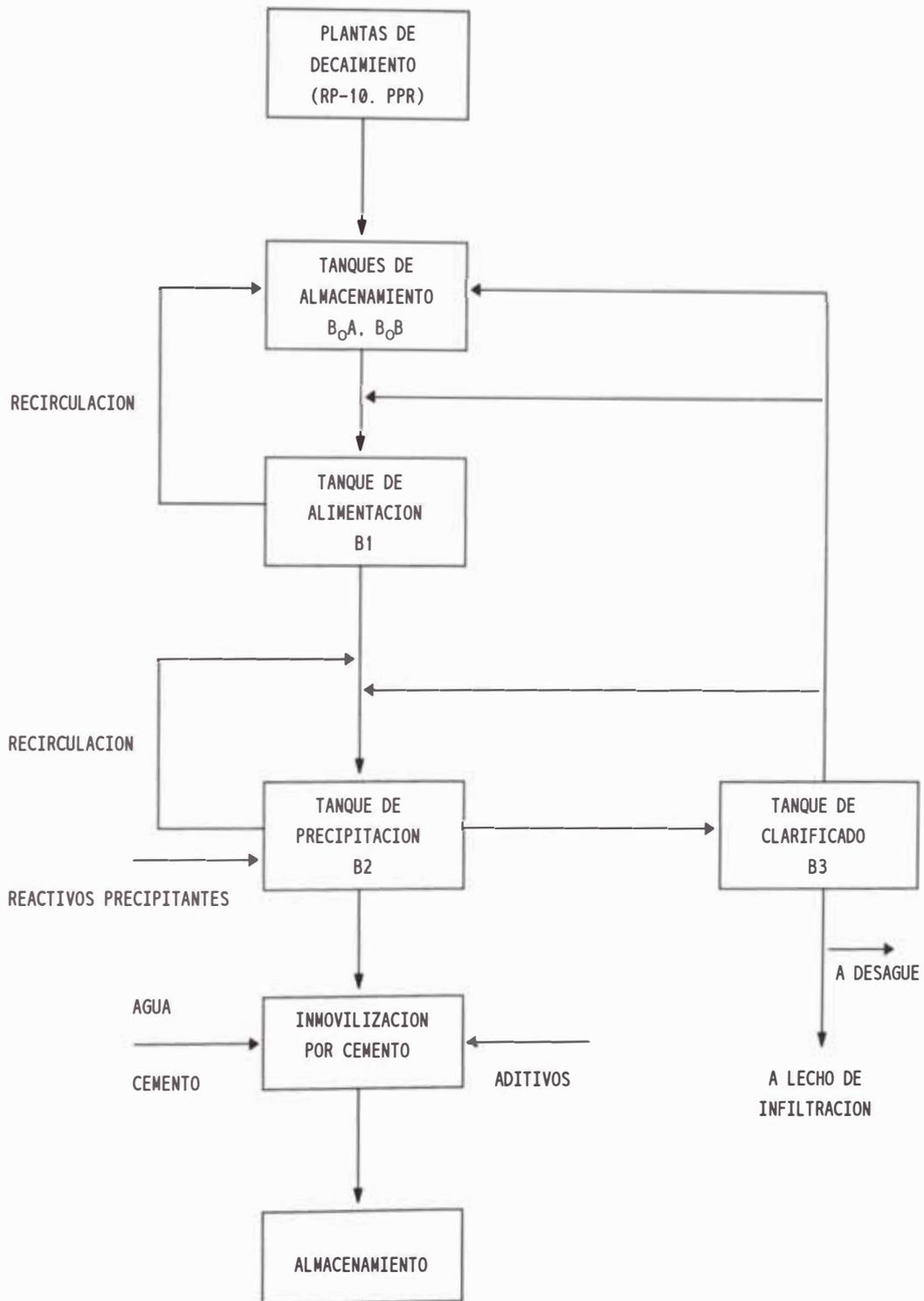


Figura No. 13
DIAGRAMA DE BLOQUES DE LA
PLANTA DE TRATAMIENTO QUIMICO



5.3 Evaluación Técnica

Una revisión de la documentación de la obra evidencia que la manipulación de los líquidos radiactivos es llevada a cabo dentro de sistemas cerrados estancos. El alcance de la instalación prevee niveles de Actividad media de los líquidos, por lo que se adecúa medidas de protección de blindajes principalmente en los tanques de almacenamiento y en algunos tramos se ha previsto duplicidad de funciones, como es el caso de las bombas. Se cuenta con válvulas de rebose, protectoras de derrames, de fugas o bloqueos de los tramos y se ha previsto la presencia de factores adversos en los efluentes, como:

- Propiedades corrosivas
- Posibles factores de evaporación
- Presencia de toxicidad de naturaleza radiosanitaria.
- Contenido de sólidos en suspensión

El sistema más adecuado para mantener en suspensión los sólidos es la agitación la cual provee la energía para redispersar las partículas. La agitación se da a través de la recirculación que se produce al operar la bomba P3 y su reingreso al tanque B2. Este proceso se complementa con la precipitación química y la sedimentación del concentrado radiactivo.

Los flujos en tuberías de PVC de 1", son controlados por la acción manual de las válvulas de cierre rápido del mismo diámetro. A partir de tener localizado el proceso a llevar a cabo (almacenamiento, alimentación, precipitación, clarificado y cementado), es que se produce la apertura o cierre de la válvula

Según lo muestra la secuencia dada en la Tabla N°29.

Como un aspecto técnico de importancia se destaca la evaluación de la Potencia de las bombas, que para verificar su operatividad debemos compatibilizar con las Pérdidas de Carga en los tramos correspondientes. Para ello asumimos las siguientes consideraciones:

- El fluido es uniforme en cuanto a sus propiedades y velocidad, siendo éstas invariantes en el tiempo.
- La cantidad de masa que entra y sale del sistema es constante.

Reduciendo la Ecuación de Balance de Energía [31] se llega a la formulación de Bernoulli tal como:

$$P = \rho \cdot Q \cdot H_u \cdot 1,36 / n$$

donde:

P = Potencia requerida de la bomba (HP)

ρ = Peso específico del agua (1000 kg/m³)

Q = Caudal (m³/s)(volumen tanque/tiempo trasvase)

H_u = Altura real de elevación (H_{top} + H_{ff}) : H_{top} = Altura topográfica;

H_{ff} = Pérdida de carga

n = Eficiencia de la bomba (0,85)

Para el cálculo de las Pérdidas de Carga se procedió con el Diagrama de Moody que trabaja con el Número de Reynolds y la relación de rugosidad relativa con el diámetro. La Tabla N° 30 resume la Potencia de las Bombas y en el Anexo N° 04 se adjunta la Tabla obtenida de Pérdida de Carga en los SubSistemas.

TABLA N° 30

PERDIDAS DE CARGA Y POTENCIA DE BOMBAS

Subsistema	Bomba	Hff	Potencia Práctica Requerida
BoA a B1	P1A	3,6464	1 HP
BoB a B1	P1B	2,9280	1 HP
B1 a B2	P2	0,9064	1/2 HP
B2 a Cementación	P3	1,4966	1/2 HP
B2 a B3	P4	3,1377	1/3 HP
B3 a Lecho de Infiltración	P5	3,8421	1 HP

5.4 Equipos y Puesta en Marcha

5.4.1 Equipos

La PTQ está destinada a procesar residuos líquidos radiactivos precipitándolos en el tanque de vidrio silicatado B2 de 1 m³ de capacidad de operación. La Planta operará mediante un sistema tipo batch en lotes de 5 m³. Para cada operación se tendrá que realizar previamente ensayos de Laboratorio que contribuyan a cumplir los objetivos de obtención de buenos Factores de Descontaminación y de Reducción de Volumen. Los ensayos realizados a nivel de Laboratorio revelan que un promedio del 20% de concentrados (0,2 m³) se depositarán en el fondo, por lo que 0,8 m³ se trasladan al tanque de clarificado. La separación de la fase concentrada se ve facilitada además por la visualización del proceso y localización del nivel del concentrado.

Los 02 tanques de almacenamiento se encuentran ubicados en un recinto de concreto armado cuyo vaciado se realizó de manera continua, lo que asegura buenas condiciones de retención ante problemas de derrames. Las paredes cilíndricas de los tanques están provistas de acero al carbono, reforzado con fibra de vidrio interiormente y con capa de pintura epóxica al interior y exterior de los mismos. El volumen de los tanques suman 12,6 m³ y puede recepcionar sin dificultad los volúmenes de los tanques de alimentación, precipitación y clarificado en caso se presentara fallas

en el sistema.

Las bombas instaladas en cada subsistema son de varios tipos. Al inicio del proceso, es decir en el trasvase de los líquidos del tanque de almacenamiento al tanque de alimentación se encuentran 02 bombas peristálticas, francesas, marca "Delasco", éstas se caracterizan por realizar el movimiento de contracción e impulsión del líquido conteniendo sólidos no disueltos, a través de un rotor y rodillo conectado a un tubo metálico en U; como tal se usan cuando tengan como función vencer importantes pérdidas de carga. Son embridadas y tiene un buen sellado haciéndolas de buena compactación; factores importantes para hacer la operación segura ante problemas de fugas de contaminantes. Su potencia es de 1,3 kW y 1700 RPM.

Las bombas excéntricas, francesas, de marca "Lutz", transforman el movimiento circulante a uno rectilíneo al succionar los líquidos desde el fondo de los tanques, por lo que poseen un tubo vertical de acero inoxidable de 1,5 m. Cerca de la salida de la bomba se adapta un mecanismo de recirculación que permiten realizar la homogenización del líquido en el tanque de alimentación B1, útil para la toma de muestra y caracterización físico-química y radiológica del efluente. En el tanque de precipitación la recirculación lleva a producir la agitación.

Las bombas centrífugas "Hidrostal", aprovechan la velocidad de rotación de los impulsores permitiendo el trasvase de los líquidos en donde la

pérdida de carga ocurre en tramos cortos. En la planta, la bomba P4 asegura el trasvase de los líquidos "clarificados" al tanque B3. La bomba P6, operaría en caso de rotura del tanque de precipitación B2 ante lo cual los líquidos serían evacuados al tanque de almacenamiento.

Los tanques de alimentación B1 y de clarificado B3 se han confeccionado con fibra de vidrio, reforzado con doble cinta metálica en el caso del tanque B1, dada su capacidad de 4,0 m³. El volumen que se dispone en el tanque de clarificado es de 1,0 m³ capaz de recibir los 0,8 m³ que devendrían del clarificado en B2. Las tapas también de fibra de vidrio permiten instalar los mecanismos de los indicadores de nivel tipo boya. La evaluación radioquímica de los líquidos clarificados se realiza previa a la evacuación, que tiene como alternativas destinarse al lecho de infiltración o a desagüe común, en condiciones de seguridad radiológica y ambiental. Si estas condiciones no se cumplieran se tiene como opciones, que por gravedad los líquidos pueden devenir al tanque de almacenamiento, alimentación o de precipitación, según lo exija la presencia de contaminantes.

La mezcladora, alemana, marca "Bahnsen", en donde se producirá la cementación posee dos ejes verticales helicoidales de 19 cm de diámetro y 90 cm de altura, tiene montado 02 motores, uno para el mezclado marca "Ebeha" de 3,67 kW y 750 a 3 450 RPM; el otro motor permite desplazar el mecanismo de inyección de lodo y cemento, su potencia es de 0,25 kW

y 1 800 RPM. El equipo da cabida a un cilindro contenedor de hasta 0,3 m³ de capacidad. Una gran ventaja operativa de la mezcladora es ser movil y equipado de un sistema de mando independiente cuyo tablero de control permite realizar operaciones de manera manual y automática.

En la Tabla N° 31 se resume las especificaciones de los equipos.

TABLA N° 31

ESPECIFICACIONES DE EQUIPO

Cantidad	Símbolo	Descripción	Tamaño	Material
03	P1A, P1B, P5	Bombas peristálticas embridadas	1,5 Kw	Acero al carbono
02	P2,P3	Bombas excéntricas	1,1 Kw	Acero inoxidable
02	P4, P6	Bombas centrífugas	1/3 HP	Acero fundido
02	BoA, BoB	Tanques de almacenamiento	6,3 m3	Acero comercial, con fibra de vidrio
01	B1	Tanque de alimentación	4,0 m3	Fibra de vidrio reforzado con aros de acero y pintado epoxi
01	B2	Tanque de precipitado (Foto N° 14)	1,4 m3	Vidrio borosilicatado,semi esférico en la base.
01	B3	Tanque clarificado (Foto N° 15)	1 m3	Fibra de vidrio
01	MZ	Mezclador helicoidal para cementación	1 m3	Acero inoxidable y acero especial.
03	AG	Agitadores para homogenización de reactivos	300 w	Acero inoxidable

5.4.2 Puesta en Marcha

La PTQ ha sido recepcionada para su puesta en operación cumpliéndose los requisitos de protocolos de funcionamiento de los diversos equipos, de los sistemas de control y del tablero de mando. Estos protocolos comprenden:

a) Hermeticidad

Es una prueba de detección de fugas en recintos volumétricos, tuberías, válvulas y accesorios, consiste en verificar el descenso de niveles o de fugas después de 24 horas de haber llenado los tramos comprendidos para su evaluación

b) Controles de Nivel

Dado el control de las bombas para su arranque y parada desde el tablero de mando, se ajusta la operatividad de los indicadores tipos boyas, electrodo y de diafragma según sea el caso y cada uno en forma separada, verificando su funcionamiento tanto mecánico y eléctrico para su operación automática. Junto a ello se verifica alarmas sonoras y luminosas.

c) Operatividad de Válvulas

Precisa la secuencia de funcionamiento, se indica la simbología verificándose la condición de cada válvula separadamente y por tramos, estableciendo si es cerrada, abierta o semiabierta, aspectos que se registran en la Tabla N°29.

d) Bombas

Se establece que las especificaciones son las que correspondan al diseño y se procede a evaluar su funcionamiento manual y automático, tanto en la condición de parada como de arranque se produzcan según el estado de los indicadores de nivel y la acción desde el tablero de control.

e) Tablero de Control de Mando

Comprende la revisión de los componentes eléctricos, de sus uniones, bornes e interruptores de modo de verificar fallas y asegurar la funcionabilidad de los equipos y conexiones con las bombas e indicadores de nivel. Esta acción culmina con el levantamiento de un Plano de operación del tablero y su conexión con la línea de fuerza, incluyendo la codificación de cada dispositivo en el Tablero.

Con estas pruebas y resolviendo la implementación del equipo mezclador la planta está en condiciones de ponerse en marcha de modo de realizar las operaciones para lo que fue construída. Inicialmente se debe preveer corridas experimentales de líquidos simulados y radiactivos.

CAPITULO VI

ASPECTOS ECONOMICOS

6.1 Inver iones

Las inversiones [33] para la construcción y operación de la Planta de Tratamiento Químico, dada la disponibilidad de los datos de costos involucrados en la planta no permite, con las pruebas experimentales, obtener una aproximación tentativa de las inversiones realizadas y de los costos de operación para la obtención del producto cementado.

A) Inversión de Capital Fijo

1. Equipos Adquiridos:

02 tanques de almacenamiento:	US\$ 3 880,00
01 tanque de alimentación:	800,00
01 tanque de clarificado:	300,00
01 tanque de precipitado:	59 996,25
03 bidones de reactivos:	3 049,45
Total de Tanques:	US\$ 68 025,70

03 bombas peristálticas "Delasco":	US\$ 3 476,00
02 bombas verticales "Lutz":	29 447,05
02 bombas centrífugas:	600,00
Total bombas:	US\$ 33 523,05
01 mezcladora "Bahnsen", GmbH:	US\$ 109 387,57
Total equipos adquiridos:	US\$ 206 444,32
2. Terreno y Edificación construída (11,8% de (1))	
Terreno (\$150/m ² x 100m ²):	US\$ 15 000,00
Edificación (\$100/m ² x100m ²):	10 000,00
Total	US\$ 25 000,00
3. Obras Civiles (8,7% de (1)).	
Construcción de recintos para tanques:	US\$ 18 000,00
4. Instalación Sanitaria (3,5% de (1)):	US\$ 7 440,00
5. Instalación Eléctrica y Montaje (2,2% de (1)) :	US\$ 4 700,00
6. Instrumentación y Equipos Auxiliares	
(10,3% de equipos adquiridos):	US\$ 21 803,25
7. Costo Físico Total: (Suma de items del 1 al 6)	US\$ 283 387,57
8. Desarrollo de Ingeniería de Detalle	
(1,3% de costo físico total):	US\$ 3 640,39
9. Contingencias (1,4% de 7) :	US\$ 4 162,00
10. Total Inversión Capital Fijo:	US\$ 291 190,31

B) Capital de Trabajo

1. Inventario de materias primas
(1 mes de provisión al costo) US\$ 1 862,43
2. Inventario de productos por batch
(1 batch al costo de operación) US\$ 2 360,00
3. Efectivo en caja (1 mes al costo de operación) US\$ 4 720,00
4. **Total efectivo de trabajo: US\$ 8 942,43**

Total Inversiones: US\$ 300 132,74

6.2 Costos de Operación

1. Producto: Cilindro metálico, cementado conteniendo precipitado de líquido radiactivo.
2. Operación: 120 m³ /año
3. Sistema Batch: 5 m³ / lote : 2 lotes/mes
4. Ubicación de la Planta: Area de Gestión de Residuos Radiactivos del C.N. "RACSO".
5. Inversiones.
Equipos de ((1) + (4) + (6) de 6.1, A): US\$ 240 179,50
Terreno y construcciones: US\$ 43 000,00
6. Método: Precipitación Múltiple

7. Costos por Materias Primas:

DESCRIPCION	UNIDAD	CANT/AÑO	COSTO \$ / Kg	TOTAL \$/AÑO
Acido Fosfórico	Kg.	420	1 500	6 300,00
Ferrocianuro de Potasio	Kg.	180	6 900	1 242,00
Sulfato de Niquel	Kg.	3 000	20 000	6 000,00
Ioduro de Potasio	Kg.	12	900	1 080,00
Nitrato de Plata	Kg.	36	1 100	3 960,00
Cloruro Férrico	Kg	300	500	1 500,00
Hidróxido de Calcio	Kg	300	200	600,00
Hidróxido Férrico	Kg.	120	220	264,00
Hidróxido de Sodio	Kg.	120	310	372,00
Cemento	Kg.	64 488	12	7 738,56
Arcilla	Kg.	10 032	5	501,60
TOTAL COSTO DE MATERIAS PRIMAS:			US\$	22 349,16

8. Gastos Indirectos de Operación

8.1 Mano de Obra

01 Profesional:

Duración: 03 días / lote (d/l)

Salario: \$ 800,00 / mes (\$/m)

$2 \text{ l/m} \times 3 \text{ d/l} \times 1/22 \text{ (m/d)} \times 800 \text{ \$/m} \times 12 \text{ m/a} = \text{US\$ } 2\ 618,18$

02 Técnicos

Duración: 04 días / lote

Salario: \$ 450,00 / mes

$2 \text{ l/m} \times 4 \text{ d/l} \times 1/22 \text{ (m/d)} \times 450 \text{ \$/m} \times 12 \text{ m/a} \times 2 = \text{US\$ } 3\ 927,59$

02 Auxiliar

Duración: 02 días / lote

Salario: \$ 300,00 / m

$2 \text{ l/m} \times 4 \text{ d/l} \times 1/22 \text{ (m/d)} \times 300 \text{ \$/m} \times 12 \text{ m/a} \times 2 = \text{US\$ } 2\,619,63$

Total: **US\$ 9 165,40**

8.2 Carga Social (18%) **US\$ 1 649,7**

8.3 Servicio

Agua ($14,3 \text{ m}^3/\text{a} \times 1,5 \text{ \$/m}^3$): **US\$ 21,45**

Fuerza ($0,0645 \text{ \$/Kw} \times 2649,6 \text{ Kw/a}$) **US\$ 170,89**

Total: **US\$ 192,29**

8.4 Gasto de Mantenimiento

(5% del valor del equipo): **US\$ 12 009,00**

8.5 Otros (Laboratorio, Oficina): **US\$ 1 200,00**

Total Gastos Directos: **US\$ 24 216,50**

9. Gastos Indirectos de Operación:

9.1 Depreciación

Edificaciones (5%): **US\$ 1 400,00**

Equipos:

Tanques: costo: **US\$ 68 025,70**

vida útil: 20 años

tiempo de uso: 150 día

$(68\,025,70 \times 150) / (20 \times 365) =$ **US\$ 1 397,78**

Bombas: costo: US\$ 33 523,05

vida útil: 20 años

tiempo de uso: 72 días

$$(33\ 523,05 \times 72) / (20 \times 365) = \text{US\$ } 1\ 728,42$$

10. Envases

Cilindros (240 c/a x 34,72 \$/c): US\$ 6 960,00

11. Total Costo de Operación (7+8+9+10): US\$ 56 654,08

12. Costo del cilindro cementado: US\$ 236,05

Anexos:

Cálculo de producto en proceso:

a) Datos:

Mezcla cementada: Relación agua/cemento = 0,4 = 4/10

Relación agua/mezcla total = 4/14

Arcilla 10% del peso total

Volumen del cilindro: 220 litros

Densidad de la mezcla a la relación 0,4 agua/cemento = 1,9 Kg/lt

Peso total de la mezcla cementada: 220 x 1.9 = 418 Kg.

Cantidad en peso de Arcilla: 418 x 0.10 = 41.8 Kg.

Peso de la mezcla agua y cemento: (418,00 - 41,80) Kg = 376,2 Kg.

Cantidad de agua en un cilindro: 376,2 x 4/14 = 107,4 Kg/cilindro

Cantidad de Cemento en el cilindro: 376,2 x 10/14 = 268,7 Kg

Volumen del precipitado: 20% del lote ($0,20 \times 5\text{m}^3$) = 1 m^3

Densidad asumida del precipitado: 1,2 Kg/lt

Masa del precipitado: 1 200 Kg/lote

Agua presente del precipitado: 40% de 1200 = 480 Kg.

Los precipitados del lote se dividen en 10 cilindros, deviniendo en 120 Kg

de precipitado por cilindro. Luego:

En 10 cilindros: Agua: 1 074 Kg

Cemento: 2 687 Kg

Arcilla: 418 Kg

Consumo de Agua: (1074 - 480): 594 Kg/lote.

Al año: Agua: 14 256,0 Kg

Cemento: 64 488,3 Kg

Arcilla: 10 032,0 Kg

Nº de cilindros por año: 240

Consideraciones adicionales

Los cálculos han sido realizados tomando en consideración que se ha producido un aumento de la potencia del RP-10 a 10 MW y que se ha detectado la presencia de radionucleídos de interés radiosanitario como el Cesio-137 y el Cobalto-60, por consiguiente por el nivel de Actividad y período de semidesintegración mayor de 5 años no es posible evacuar a la red convencional de efluentes los líquidos provenientes de la PPR y el RP-10.

No se presenta análisis de costo/beneficio en términos monetarios en las inversiones realizadas dado que el propósito del tratamiento y la cementación no incluye utilidad por venta del producto. Los servicios que presta el Centro Nuclear se orientan a realizar una importante labor social, en la cual los costos de la producción de radioisótopos están al alcance económico de los usuarios en hospitales, clínicas e investigación. Considerar los costos que involucran el tratamiento de los residuos radioactivos implicaría costos por encima de los niveles competitivos de productos de importación.

Se debe proceder a obtener economías en materia de reactivos y evaluar algunos parámetros asumidos, lo cual hace imprescindible mejorar los ensayos de precipitación selectiva y evitando la presencia de radionucleídos tóxicos. Asimismo se hace necesario mejorar el factor de reducción de volumen y factor de descontaminación para la optimización del proceso de precipitación.

No se incluye en el análisis los costos que se desprenden adicionalmente al tratamiento y a la inmovilización lo relacionado con el almacenamiento de los productos cementados; ello involucra evaluación y preparación del terreno a servir de depósito temporal o definitivo; además de definir el tipo de almacenamiento y transporte que demanda una instalación segura para los residuos radioactivos con el consiguiente rol de resolver las condiciones ambientales adecuadas a la salud y protección del público y el medio circundante.

CAPITULO VII

BIBLIOGRAFIA

- [1] SERRADET, M., Programa Nuclear Energético Cubano. Ministerio Industria Básica, "Seminario Regional de Información Pública"; Ciudad de la Habana, 17-19 mayo 1995, Habana, Cuba.
- [2] PETINAUD M., Tecnología Nuclear en Cuba. Revista "Nucleus", N° 17, 1994, Publicación de la Comisión de Energía Atómica de Cuba.
- [3] MONDINO, M., Aniversario de la Comisión Nacional de Energía Atómica Suplemento del Diario "La Razón", 30 de Mayo 1994. Argentina.
- [4] EFREMENKOV M.V., Gestión de Desechos Radiactivos en Centrales Nucleares, Boletín OIEA, N° 4, 1982,
- [5] PAHISSA J., Origen y Características de los Residuos Radiactivos, Curso Regional de Capacitación sobre Gestión de Desechos Radiactivos. Enfoque Sistemático Integrado. Madrid, 11 al 29 de Setiembre de 1995. España.
- [6] TSYPLENKOV V., Almacenamiento de Residuos Acondicionados y No Acondicionados, Curso Regional de Capacitación sobre Gestión de Residuos Radiactivos, Madrid, 11 al 29 de Setiembre, España.

- [7] CARBONERAS, A., Gestión de Residuos Radiactivos de Alta Actividad, Curso Regional de Capacitación sobre Gestión de Residuos Radiactivos, Madrid, 11 al 29 de Setiembre España.
- [8] VEGANZONES, A., Gestión de Residuos radiactivos en España, Curso Regional de Capacitación sobre Gestión de Residuos Radiactivos, Madrid, 11 al 29 de Setiembre , España.
- [9] PAHISSA, J., Planificación de un Sistema de Gestión de Residuos. Curso Regional de Capacitación sobre Gestión de Residuos Radiactivos, Madrid, 11 al 29 de Setiembre, España.
- [10] OPERACION DE REACTORES. Curso de Entrenamiento para operadores RP-10. Contrato IPEN/CNEA, 1986
- [11] MALLAUPOMA, M., Gestión de Residuos Radiactivos en el Centro Nuclear "RACSO", 1991. IPEN.
- [12] RODRIGUEZ G., Inventario y Control de Fuentes Selladas en Desuso, III Congreso Regional de Protección Radiológica, 22 al 27 de Octubre de 1995, Cuzco, Perú.
- [13] BONINO, A, Espectrometría de las Radiaciones. Curso de Protección Radiológica , 1994, Facultad de Ingeniería, Universidad de Buenos Aires, Argentina.
- [14] NUCLEUS PERSONAL. Computer Analyzer II. Operating Instructions. Abril 1990.
- [15] OFICINA TECNICA DE LA AUTORIDAD NACIONAL. Reglamento de Seguridad y Protección Radiológica. 1989.

- [16] RADIATIVIDAD AMBIENTAL/EVALUACION RADIOSANITARIA.
Capítulo 10, y Capítulo 11 del Evaluación de la Zona de Emplazamiento y del Area de Influencia del Centro Nuclear "RACSO". Convenio IPEN/CNEA, 1981,
- [17] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TEC DOC-654,
Handling and Treatment of Radioactive Aqueous Wastes. Viena, 1992.
- [18] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TEC DOC-656,
Treatment and Connditioning of Radioactive Organic Liquids , Viena 1992.
- [19] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 370,
Advance in Technologies for the Treatment of Low and Intermediate Level
Radioactive Liquid Waste. Viena, 1994.
- [20] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 254,
Treatment of spent ion-exchange resins for storage and disposal, Viena, 1985.
- [21] SIRAKY, G., Criterios de Seguridad Radiológica en la Gestión de Residuos
Radiactivo. Cur o de Protección Radiológica , 1994, Facultad de Ingeniería,
Universidad de Buenos Aires, Argentina.
- [22] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 337.
Chemical Precipitation process for the treatment of aqueous radioactive wastes.
Viena, 1992.
- [23] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 87,
Design and Operation of Evaporators for Radioactive Wastes , Viena, 1968.

- [24] HERSOVICH, M., Gestión de Residuos Radiactivos. Curso de Protección Radiológica, 1994, Facultad de Ingeniería, Universidad de Buenos Aires, Argentina.
- [25] ZIGELMAN D., Reducción de volumen, una solución a los residuos radiactivos. Boletín OIEA, 1986.
- [26] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 350, Improved Cement Solidification of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes, Viena, 1993.
- [27] SORIANO, A., Mallaupoma M., Cruz W., Rodríguez G. Evaluación de Cemento Nacionales. III Congreso Regional de Protección Radiológica, 22 al 27 de Octubre 1995, Cuzco, Peru
- [28] INTERNATIONAL STANDARD ORGANIZATION, ISO 900, N° 6961, 1982
- [29] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 352, Bituminization Processes to Condition Radioactive Wastes", Viena, 1993.
- [30] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA, TRS N° 289, Immobilization of Low and Intermediate Level Radioactive Wastes with Polymers, Viena, 1988.
- [31] FOUST, Principios de Operaciones Unitarias,
- [32] CHOPEY N, HICKS T., Manual de Cálculos de Ingeniería Química, 1986.
- [33] PETERS, Economía de los Procesos.