



Universidad Nacional Autónoma de México

Facultad de Química

200

REPROCESAMIENTO QUIMICO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR.

T E S I S

Que para obtener el título de:

INGENIERO QUIMICO

p r e s e n t a n

MANUEL JESUS AGULAR GOMEZ

ALBERTO GUERRERO AGUIRRE

9



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

CLAS. Tesis
ADQ. 1976
FECHA
PROC. 2117-11



QUÍMICA

PRESIDENTE: M. en C. LUIS GALVEZ CRUZ

VOCAL: M. en C. JUAN LARTIGUE GORDILLO

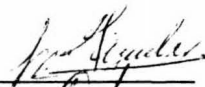
SECRETARIO: M. en C. RUBEN F. ORTEGA

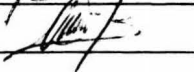
1er. SUPLENTE: M. en C. GUILLERMINA BURILLO AMEZCUA

2o. SUPLENTE: M. en C. LUIS CABRERA MOSQUEDA.

Sitio donde se desarrolló el tema: _____

INSTITUTO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR.

SUSTENTANTES: MANUEL JESUS AGUILAR GOMEZ 

ALBERTO GUERRERO AGUIRRE. 

ASESOR: M. en C. RUBEN F. ORTEGA.

A LA FACULTAD DE QUIMICA.

A NUESTROS MAESTROS POR SU
ORIENTACION Y CONSEJOS.

AL M. en C. RUBEN F. ORTEGA
Por su magnífica dirección
sin la cual este trabajo no
se hubiere logrado.

AL M. en C. LUIS GALVEZ CRUZ.

AL M. en C. LUIS CABRERA MOZQUEDA
Por su valiosa cooperación.

Y NUESTRO AGRADECIMIENTO A LA UNIDAD
DE DESARROLLO Y REPROCESAMIENTO DEL
INSTITUTO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR

I N T R O D U C C I O N

Ante la crisis mundial de energéticos producida por los principales países exportadores de petróleo a fines - de 1973, todos los países del mundo han mostrado preocupa ción acerca de dónde obtener la energía necesaria para su desarrollo industrial y económico, ya que las reservas -- tradicionales generalmente son insuficientes para cubrir la demanda a largo plazo, como es el caso del petróleo, - carbón y gas natural o están prácticamente saturadas como es el caso de la generación hidroeléctrica en nuestro país..

Se están tratando, entonces, de diversificar las fuen tes tradicionales de energía, desarrollando nuevas tecnolo gías como son el caso de la energía nuclear, energía solar, energía eólica, etc., pero hasta la fecha la tecnología -- que ha probado ser más económica y factible para la produc ción de energía en gran escala ha sido la nuclear, por lo que se encuentra a la cabeza de las fuentes antes menciona das. La explotación de esta energía se hace por medio de las plantas nucleoelectricas en donde se fisiona el uranio para la producción de calor que puede ser aprovechada para la generación de energía eléctrica.

Ante estos avances tecnológicos el gobierno mexicano no se ha quedado rezagado y ha creado desde el año de --- 1956 la Comisión Nacional de Energía Nuclear, que posteriormente ha pasado a ser el Instituto Nacional de Energía Nuclear, para el desarrollo de esta nueva tecnología, el cual trabaja actualmente en colaboración con la Comisión Federal de Electricidad en la planeación de un programa nucleoelectrico. Dentro de este programa se ha -- iniciado la construcción de la primera planta nucleoelectrica en México, la cual tendrá una potencia de 1200 MW y que aliviará la demanda de energía eléctrica en el país a partir de 1980. Sin embargo, estas plantas nucleoelectricas forman parte de un complejo más amplio de instalaciones nucleares que se ha denominado ciclo de combustible nuclear, del cual el reprocesamiento es un eslabón básico. Por esta razón se tratará de estudiar la tecnología más adecuada, para el reprocesamiento del combustible nuclear que se utilizará en este proyecto. Dicho reprocesamiento consiste en la eliminación por medio de métodos químicos de separación, de los productos de fisión y la recuperación del uranio-235 y del plutonio-239 que se ha formado por la captura neutrónica sobre el uranio-238.

Es la parte del reprocesamiento en estos momentos, - sin lugar a dudas la más difícil y crítica desde el punto de vista técnico dentro del ciclo de combustible nuclear -

a nivel mundial, por los problemas de diseño que se presentan en áreas como seguridad, blindaje, salvaguardas, criticalidad, tratamiento y desechos radiactivos.

Así pues el objetivo de esta tesis no es el de abordar un diseño original y dar soluciones a un problema --tan complejo, sino simplemente el de resaltar los problemas que se presentan en el diseño de una planta con esta nueva tecnología desde el punto de vista de la ingeniería química.

Los autores .

C A P I T U L O P R I M E R O

1. CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

El ciclo de combustible nuclear es el proceso que sigue el uranio, desde su localización y extracción de la mina hasta la fabricación del combustible para ser utilizado en los reactores y el reciclado del mismo. (Fig. 1).

El uranio es un elemento relativamente abundante en la naturaleza y su diseminación en la corteza terrestre se estima del orden de 4 partes por millón, siendo el peso -- aproximado en la corteza hasta una profundidad de 20 km -- del orden de 10^{14} toneladas, pero hay que aclarar que las concentraciones naturales del mismo lo contienen en leyes muy bajas, generalmente del orden de 0.1% en equivalente de U_3O_8 . Además, el uranio que se utiliza en los reactores nucleares es el U-235, el cual constituye únicamente el 0.711% del uranio existente en las concentraciones naturales.

El ciclo de combustible nuclear se inicia con la minería del uranio, la cual comprende las actividades siguientes:

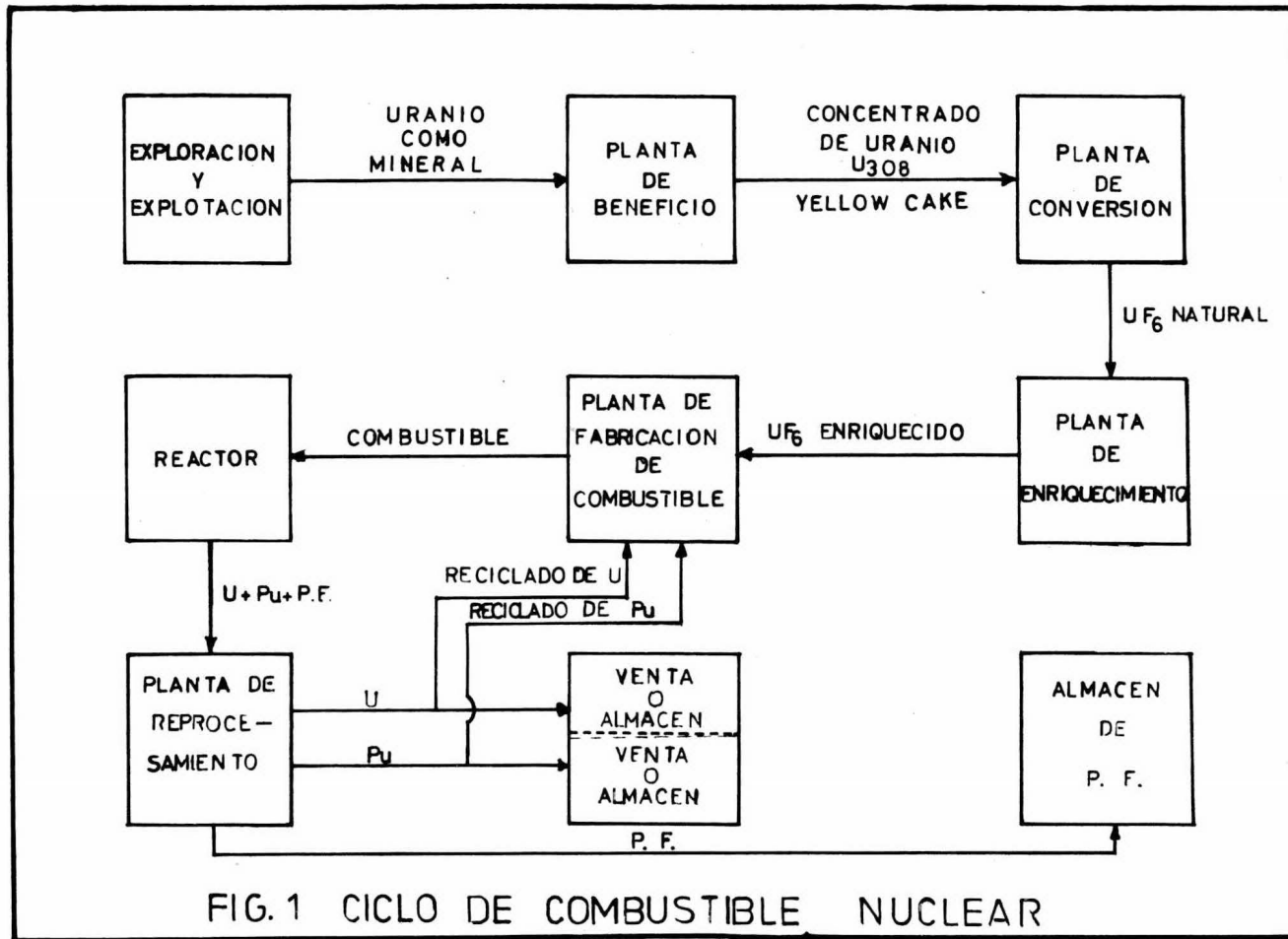


FIG. 1 CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

1.1 Exploración de uranio.- Esta etapa se puede -- considerar de dos tipos: la exploración cualitativa y la - exploración cuantitativa.

La exploración cualitativa se refiere al descubrimiento de zonas en las que se supone puede haber concentraciones o yacimientos susceptibles de aprovechamiento industrial de minerales radiactivos.

El departamento de exploraciones del Instituto Nacional de Energía Nuclear cuenta con dos unidades aéreas equipadas con los instrumentos y equipos necesarios para hacer esta determinación. El método más usado es el radiométrico del tipo espectrométrico, complementado con magnetometría.

La exploración cuantitativa se refiere a la determinación del volumen del mineral, así como el porcentaje o concentración del uranio.

1.2 Explotación de uranio.- Siendo nuestro país eminentemente minero, el problema de la explotación no es muy grave, ya que contamos con una buena tecnología en este ramo, y ésta será aplicada de acuerdo a la naturaleza de los depósitos y condiciones de localización de los mismos.

Los métodos de explotación consisten en minas subterráneas, excavaciones a cielo abierto o métodos combinados, cu

ya selectividad de penderá de los diferentes factores -- geológicos y minerometalúrgicos ya mencionados.

1.3 Beneficio.- Una vez que se extrae el mineral - se transporta hasta una planta de beneficio, donde es tratado con procedimientos metalúrgicos para obtener una concentración alta del óxido de uranio (U_3O_8) a partir del - mineral.

Los métodos generalmente usados en el beneficio del - mineral son la lixiviación ácida y la lixiviación alcalina que se aplican de acuerdo al tipo de roca que acompaña al mineral. Posteriormente la solución es sometida a una -- concentración en la que se pueden utilizar dos técnicas, - intercambio iónico o extracción por solventes, para que finalmente sea precipitado, preferentemente con amoníaco. - El concentrado es el producto comercial que va del 75 al 90% de U_3O_8 y es denominado "torta amarilla" (yellow cake).

1.4 Conversión.- Este paso consiste en la reducción de los concentrados a dióxido de uranio (UO_2), el cual puede ser usado como combustible si se tiene un ciclo de ura--nio natural (combustible cerámico), ahora si el ciclo es de uranio enriquecido se hace la conversión de concentrados de U_3O_8 a hexafluoruro de uranio (UF_6), para llevar a cabo su enriquecimiento isotópico.

1.5 Enriquecimiento.- El método más utilizado en este paso es la difusión gaseosa que se puede describir de la siguiente manera: de acuerdo a la ley de efusión molecular de Graham, en una mezcla de gases, los gases más ligeros se difundirán preferencialmente a través de una pared porosa, que los gases más pesados.

$$\text{Energía cinética} = \frac{1}{2} MV^2$$

a temperatura constante, $T = \text{Cte.}$

$$\frac{1}{2} M_1 V_1^2 = \frac{1}{2} M_2 V_2^2$$

$$V_1/V_2 = \sqrt{M_2/M_1} = \alpha^*$$

para isótopos de uranio en estado gaseoso UF_6

$$\alpha^* = \sqrt{\frac{M \text{ U-238 } \text{F}_6}{M \text{ U-235 } \text{F}_6}} = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1.00429$$

α^* es el coeficiente de separación de la planta de difusión gaseosa.

Debido a que el factor de difusión gaseosa es muy pequeño (cercano a la unidad) el grado de enriquecimiento -- que se alcanza en una sola etapa de difusión también es -- muy pequeño por lo que el efecto puede ser multiplicado -- por un número elevado de etapas en serie. Estas pueden -- acomodarse en forma de cascada de tal manera que el gas li

geramente enriquecido no se vuelva a mezclar con el gas de menor enriquecimiento, para que el gas ligeramente agotado tenga la oportunidad de desprender más U-235 llevándose a cabo la separación isotópica como se muestra en la Fig. 2.

1.6 Fabricación.- La fabricación consiste en dar forma física y química al combustible para que sea usado dentro del reactor, llevándose a cabo por una serie de pasos metalúrgicos como son compactado, sinterizado, etc., en forma generalmente de pastillas y encapsulado en vainas de materiales adecuados. En el caso que se deseen fabricar elementos de uranio natural directamente de la conversión a óxido se pasa a la fabricación.

Los materiales de fabricación de los elementos combustibles deben reunir las siguientes condiciones: ser casi transparentes a los neutrones, ser de alta pureza, resistentes a la corrosión y mantener sus propiedades mecánicas y estructurales a altos niveles de irradiación y temperatura. El paso final de este proceso de fabricación consiste en la construcción de los elementos de combustible y de arreglos físicos de los mismos que cumplan con las condiciones termohidráulicas del núcleo del reactor, para una transferencia óptima del calor generado por la fisión nuclear al refrigerante.

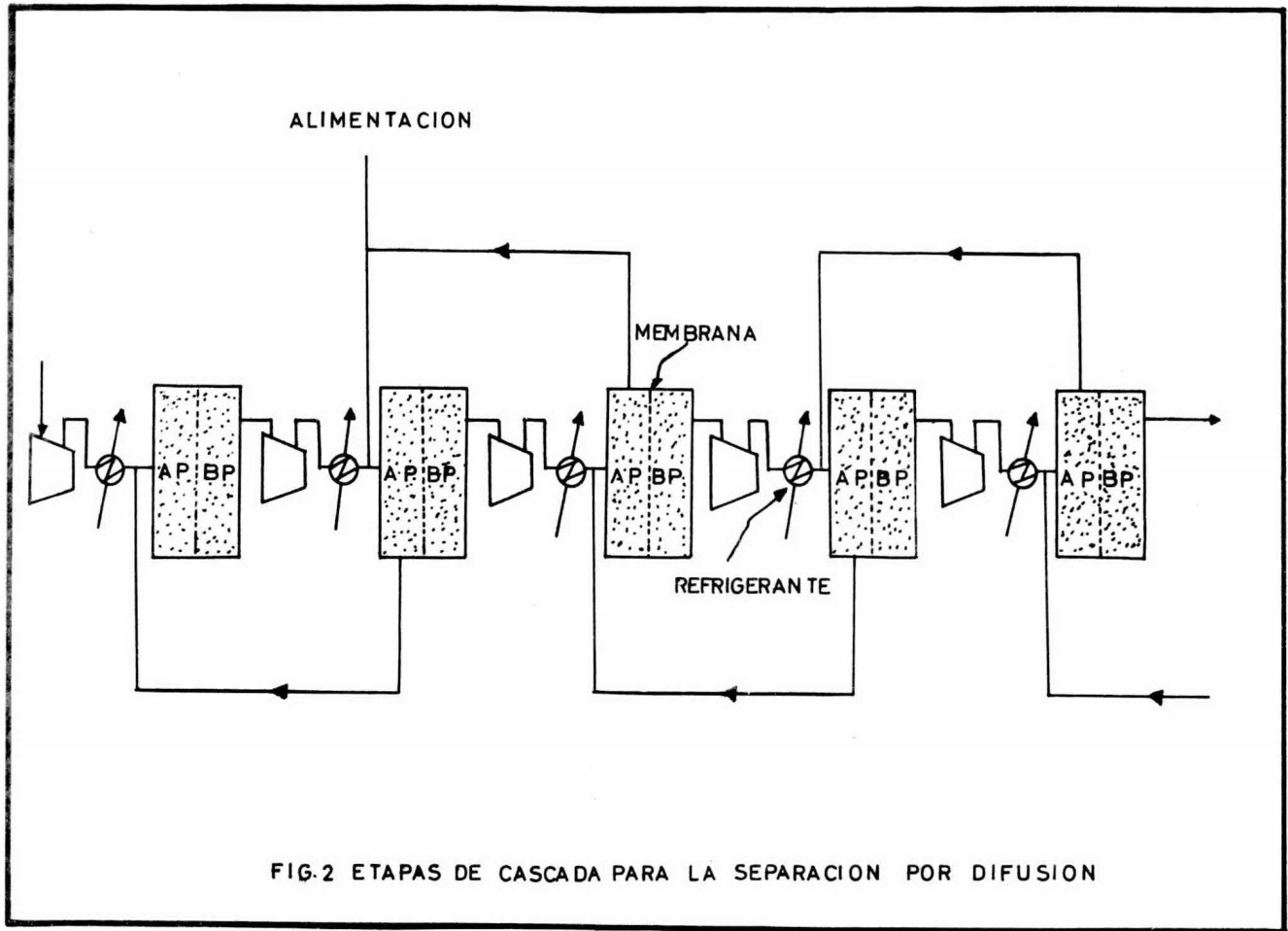


FIG-2 ETAPAS DE CASCADE PARA LA SEPARACION POR DIFUSION

1.7 Fisión en el reactor.- Cuando el combustible se encuentra listo para ser utilizado dentro del reactor, éste se coloca en diversas formas geométricas para que -- proporcione una óptima transferencia de calor. El quemado del combustible se lleva a cabo por medio de una reacción de fisión. La fisión es una consecuencia del bombardeo del combustible con neutrones. Como resultado de la captura de un neutrón, el núcleo de U-235 puede separarse violentamente en dos partes principales llamados productos de fisión, más neutrones y otras partículas nucleares que pueden ser emitidas casi inmediatamente o en un período de tiempo muy largo. Cuando los productos de la fisión, que se separan con una velocidad inicial muy alta chocan con otros átomos su energía cinética se transfiere a otros átomos y de este modo se genera calor.

La energía térmica que resulta de los procesos de fisión puede utilizarse para propulsión y convertida en vapor para producción de potencia y generación de energía -- eléctrica.

1.8 Transporte del combustible irradiado.- El combustible irradiado dependiendo de su naturaleza y cantidad en que se encuentre puede ser transportado en pipas o pequeños cilindros que serán diseñados para detener con la mayor efectividad posible las radiaciones que éste emita. Además deben presentar buenas características de transferencia

de calor, tener un fácil manejo de acuerdo a la distancia y método de transporte que se elija.

1.9 Almacenamiento.- El almacenamiento tiene como objetivo principal, que el combustible irradiado se encuentre en condiciones de ser llevado al reprocesamiento. El período de almacenamiento, generalmente de cien días, permite el decaimiento de radiaciones de tiempo de vida media corta y la eliminación de calor.

1.10 Reprocesamiento.- El problema básico del reprocesamiento es separar los materiales físiles y fértiles, de las vainas y de los productos de fisión para aprovecharlos nuevamente y como consecuencia hacer el ciclo más económico. El grado de descontaminación requerido en el reprocesamiento puede variar ampliamente. Para combustibles sólidos se requiere una descontaminación completa o casi completa. Hay diferentes métodos de separación que hacen posible la recuperación y purificación del combustible gastado.

Los principales métodos que se usan para el reprocesamiento son: extracción por solventes, precipitación, intercambio iónico, destilación fraccionada y volatilidad de fluoruros. El método más empleado es el de la extracción por solventes, el cual requiere de la disolución de los materiales sólidos en ácido, que se ponen en contacto con material orgánico adecuado, que preferentemente remueva al --

uranio de esta solución. El material orgánico se pone en contacto con agua en condiciones propias para producir una solución de nitrato de uranilo.

1.11 Reconversión.- La parte final del reprocesamiento es la reconversión del nitrato de uranilo a hexafluoruro de uranio, la cual se lleva a cabo por una desnitración del nitrato de uranilo dando el UO_3 el cual a su vez es reducido con hidrógeno dando como producto UO_2 . El UO_2 se trata con ácido fluorhídrico anhidro llegándose así al UF_4 el cual se puede fluorinar hasta UF_6 y reciclar en las plantas de enriquecimiento.

1.12 Depósito de desechos radiactivos.- Existen tres tipos de desechos radiactivos que son los líquidos, sólidos y gases. Desde el punto de vista de la eliminación los residuos líquidos se clasifican en: a) residuos de alto nivel con actividades de curies por litro y b) residuos de bajo nivel, cuyas actividades caen en el rango de micro curies por litro. Los residuos de alto nivel suelen almacenarse en subterráneos, minas de sal abandonadas y en excavaciones especiales practicadas en terrenos esquistosos. Los residuos de bajo nivel se pueden almacenar en pozos secos o recién abiertos donde los líquidos se van filtrando lentamente por el suelo circundante donde los iones radiactivos son absorbidos y fijados por cambio

iónico. Con este procedimiento se consigue eliminar grandes volúmenes de residuos y no hay mucho peligro de que se extienda la radiactividad, a menos que se sobrepase la capacidad de absorción del suelo y que la disolución de residuos penetren en una capa de agua de uso general.

Los residuos sólidos, tales como filtros y materiales de absorción, resinas de cambio iónico, etc., suelen enterrarse. A veces se someten a una incineración previa filtrando los gases que se desprenden. En cuanto al equipo desechado, si es posible, se descontaminan o si no se entierran.

El otro tipo de residuos son los gaseosos como el yodo, criptón y xenón, así como óxido de nitrógeno. Estos gases se hacen pasar por una torre de condensación donde los óxidos nitrogenados se combinan con agua para dar ácido nítrico. Los gases residuales, una vez calientes, entran a un reactor de plata donde se fija el yodo en forma de yoduro de plata y finalmente los gases de criptón y xenón se filtran en fibra de vidrio u otro material descartándose a la atmósfera a través de altas chimeneas.

C A P I T U L O S E G U N D O

II. PRINCIPALES METODOS DE REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE
 NUCLEAR

2.1 Introducción.- El proceso que actualmente se usa más en el reprocesamiento del combustible nuclear es el proceso "Purex" que está basado en principios de extracción por solventes, combinado con reacciones de óxido-reducción. Sin embargo, realizar este proceso implica una serie de problemas, debido a la naturaleza de los reactivos que se usan, como por las restricciones impuestas por la radiación. A continuación se exponen los pasos principales en que se lleva a cabo el proceso, entendiéndose que las variantes del proceso únicamente se refieren a la parte de extracción por solventes.

2.1.1 Transporte y recibo de combustible.- Existen diversos problemas en el embarque y recibo del combustible irradiado ya que sólo se disponen de dos tipos de recipientes como son los carros tanque y carros de ferrocarril que están limitados; unos por su tamaño y otros por su poca mo

vilidad. Otro inconveniente más es la ruptura del combustible y para que éste sea transportado se requiere un reen capsulamiento, para evitar accidentes a la hora de que el recipiente se abra. Además los recipientes deben ser sometidos a un proceso de descontaminación para que sean uti lizados nuevamente.

2.1.2 Proceso mecánico.- Se puede considerar que el reprocesamiento del combustible nuclear se inicia en esta etapa; en la cual el combustible gastado se extrae de la piscina de almacenamiento de la planta por medios mecánicos a control remoto. El combustible después de su enfriado es seleccionado y cortado en pequeñas longitudes. Sin embargo, esta etapa del proceso se ve afectada al hacer el corte, ya que para tratar los ensambles o encamisados que son de diferente naturaleza, es necesario hacer cambios en los instrumentos mecánicos de corte.

2.1.3 Proceso químico.- El objetivo de este proceso es separar uranio y plutonio de los productos de fisión lo cual debe lograrse esencialmente alcanzando los niveles de descontaminación requeridos, así como desechos mínimos mediante operaciones de química e ingeniería química. Esta parte es la médula del proceso y en base a la cual se di seña la planta.

2.1.4 Forma del proceso.- Debido a que el proceso es continuo en su parte central e intermitente al principio y al final, se necesita una vez alcanzado el equilibrio asegurar una alimentación continua a la primera columna de extracción, para lo cual es necesario tener grandes volúmenes de disolución, esto se satisface teniendo dos disolvedores como mínimo, que deberán reunir condiciones de diseño geométrico para control en la criticalidad.

2.1.5 Productos.- Los productos que salen de la planta de reprocesamiento en forma líquida, como nitrato de uranilo y nitrato de plutonio, deberán reunir especificaciones que ha establecido la Comisión de Energía Atómica, que son extremadamente difíciles de realizar.

2.1.6 Manejo de Desechos.- El manejo de los desechos es una operación auxiliar, necesaria para el reprocesamiento del combustible. Los productos de fisión se encuentran en todas las formas físicas: sólido, líquido y gas. Los desechos sólidos generalmente son enterrados de acuerdo a criterios específicos. Los desechos líquidos de alto nivel son concentrados y almacenados en tanques subterráneos, por un período de 5-10 años para después conducirlos a depósitos perpetuos. Los desechos líquidos de bajo nivel, pueden ser diluidos y dispersados en los alrededores, o bien, tratados químicamente para la re

ducción de la actividad. Finalmente los desechos gaseosos son tratados en reactores catalíticos de lecho fluidizado para su separación, tratar tritio y el rutenio representan un serio problema químico.

2.1.7 Contabilidad.- Este tipo de contabilidad no se refiere a la contabilidad financiera, sino a una contabilidad de los materiales nucleares que se encuentran dentro del proceso. Existen dos tipos de contabilidad que se toman en cuenta; la primera de ellas es la contabilidad crítica o de control y sirve para prevenir la acumulación de una masa o volumen crítico en el sistema. El otro tipo es la contabilidad de salvaguardas, la cual requiere -- sean controlados todos los materiales estratégicos, a partir de los cuales pueden fabricarse armas nucleares.

2.1.8 Estandarización del reprocesamiento.- Debido a que existen una gran cantidad de combustibles y tipos de reactores la operación se hace más compleja, para eliminar este problema deberá reglamentarse la fabricación de reactores; así como el enriquecimiento, exposición y enfriamiento de los combustibles. Lo anterior se podría hacer en base a dos tipos de reactores como son el BWR y el PWR para que el combustible gastado sea tratado en la planta de reprocesamiento en operación continua, o sea se trabajaría -

seis meses con un tipo y seis con el otro. Pero como no es posible por lo dicho al principio el rango de enfriamiento cambia considerablemente para permitir que decaigan los productos de fisión. Este tipo de operación favorecería los costos del proceso haciendo que la operación resulte más económica.

2.1.9 Aspectos de la radiación.- La presencia de la radiación comienza desde que el reactor es descargado. Para el manejo del combustible irradiado, debido a la radiación que éste emite es necesario que sea a control remoto, por detrás de paredes de concreto y de vidrios de plomo de 91.5 cm a 182.9 cm de espesor. Además el equipo deberá ser diseñado de tal forma que todas las conexiones y accesorios sean conocidos y medidos con precisión de 1.58mm en las tres dimensiones.

2.1.10 Mantenimiento por contacto y a control remoto.- En dado caso que se requiera un contacto directo con el equipo, el contenido de actividad deberá ser reducido a niveles de radiación que permitan hacer la reparación necesaria, minimizando el tiempo de exposición. Ahora en las zonas donde los niveles de actividad no permitan un contacto directo con el personal de mantenimiento, éste deberá hacerse a control remoto.

Para evitar el tiempo de exposición cuando se presen-

ten fallas en estos equipos, el diseño original deberá incluir equipo suplementario que reemplacen en el menor --- tiempo posible al equipo que se ha dañado.

2.1.11 Pérdidas por cambios de fase.- Puesto que - las operaciones de reprocesamiento de combustibles nucleares se llevan a cabo en forma líquida que presentan diferentes fases entre sí, el material útil al ser transferido de una fase a la otra, alguna cantidad de éste permanecerá en la fase original que lo contiene, ocasionando pérdidas en la operación. Esto sucederá siempre aunque el solvente extractante tenga una gran afinidad por el material a recuperar. Estas pérdidas deben ser detectadas - por algún tipo de contabilidad mencionadas anteriormente.

2.2 Principales métodos de reprocesamiento de combustible nuclear.- Existen una gran variedad de métodos para el reprocesamiento del combustible irradiado, los -- cuales se seleccionan en base a la naturaleza y al diseño del combustible que va a ser reprocesado.

El primer método utilizado para el reprocesamiento - de combustible fue desarrollado en 1945-46 para la recuperación de plutonio, basado en una precipitación con fosfato de bismuto. Al mismo tiempo, se empezó a desarrollar una tecnología que permitía recuperar tanto uranio, como plutonio y que se basa en la extracción líquido-líquido -

por medio de solventes que han probado ser de mayor efectividad por su fácil manejo y alta recuperación, tanto de materiales ffsiles y fértiles como de los reactivos quími-
cos que se usan en el proceso, pero existen otros métodos que aún no han sido plenamente desarrollados o bien sólo se les ha investigado a nivel de laboratorio como son los procesos a base de volatilidad de fluoruros, losno acuo--
sos, pirometalúrgicos y piroquímicos, principalmente dise-
ñados para los combustibles de los reactores rápidos.

Los principales métodos acuosos basados en la extrac-
ción por solventes y más comúnmente usados en el ciclo del combustible de los reactores térmicos son los siguientes:

- 1) Proceso Redox
- 2) Proceso Hexona-25
- 3) Proceso Butex
- 4) Proceso Purex
- 5) Proceso TBP-25
- 6) Proceso TBP-23

Estos métodos han sido seleccionados en base a la esta-
bilidad química ante la radiación y agentes salinos, así -
como presentar buena selectividad hacia el material a ex---
traer y dar una baja contaminación con los productos de fi-
sión, además de reunir propiedades físicas como una baja --
viscosidad, densidad menor que la unidad y un alto punto de

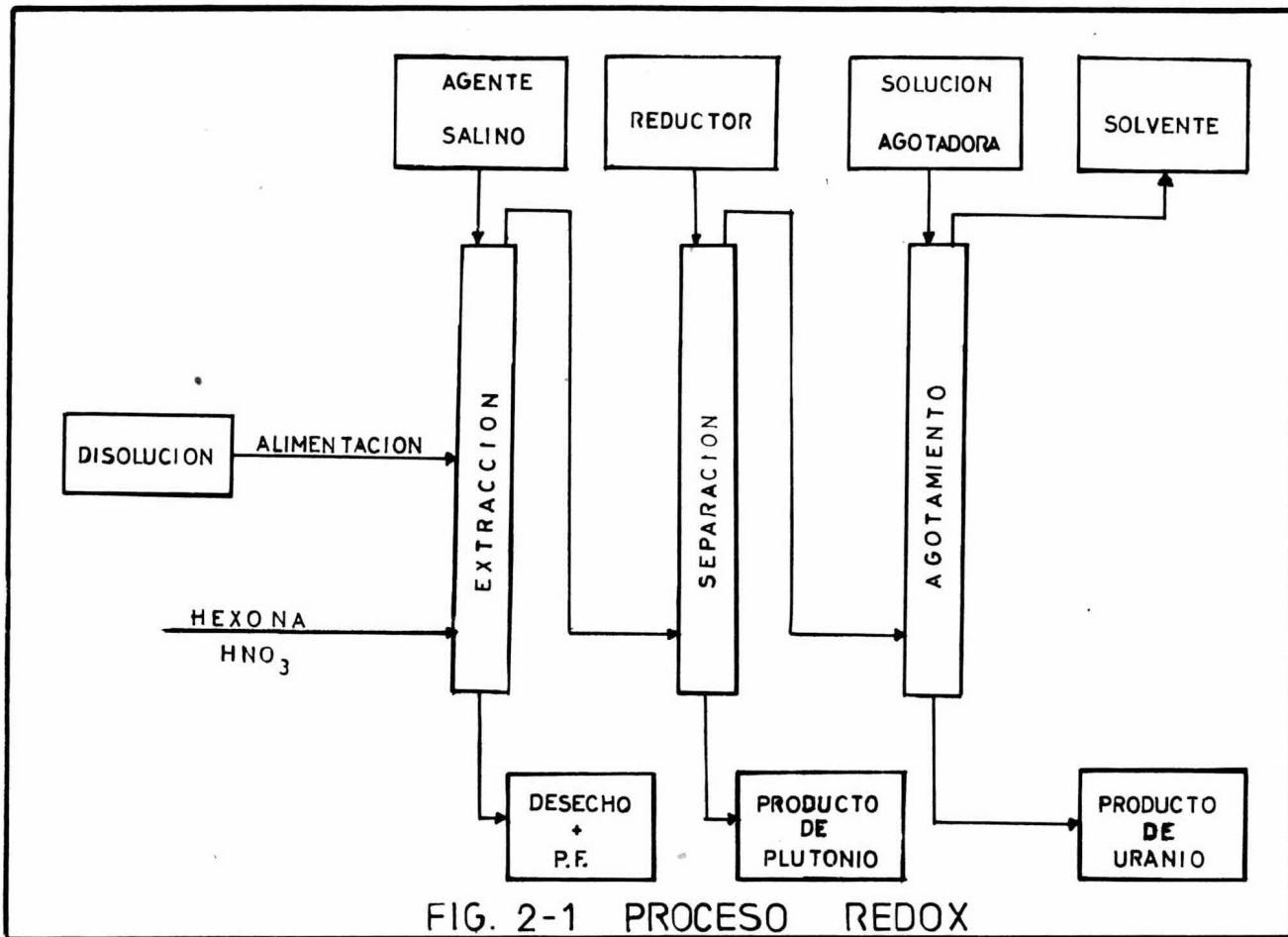
inflamación.

2.3 Disolución.- La disolución del combustible - gastado se lleva a cabo en fase acuosa con ácido nítrico. Este paso deberá hacerse tomando en cuenta la naturaleza del encamisado.

2.4 Proceso Redox.- Este proceso fue el primero que se desarrolló a gran escala y utiliza como agente extractante hexona (metil isobutil cetona), para la recuperación de uranio y plutonio de combustible de uranio natural irradiado. Este proceso se basa en las propiedades que presentan tanto el uranio como el plutonio en sus diferentes estados de oxidación.

El proceso consta de tres ciclos, los cuales son similares entre sí en sus dos últimas etapas. En el primer ciclo tal como se ilustra en la figura 2-1, tiene lugar la disolución acuosa del combustible el cual es alimentado a una columna (extracción), donde se oxida con dicromato de sodio el plutonio llevándolo al estado (IV) ya que ésta es la forma más probable de extraerlo. Este -- proceso usa como agente salino nitrato de aluminio para - remover los productos de fisión de la corriente orgánica que entra por el fondo de la columna.

El efluente de la columna de extracción se pasa a una



segunda columna (separación) donde el plutonio (IV) se reduce con sulfamato ferroso al estado (III) y es separado por una corriente acuosa para pasarlo a un segundo ciclo de purificación donde es reoxidado. La corriente que -- contiene nitrato de uranilo en estado (VI) se conduce a -- una tercera columna (agotamiento) donde este complejo se lava con una solución de ácido nítrico diluido pasándose luego el producto al segundo y tercer ciclos para su purificación.

En este proceso se utilizó nitrato de amonio que dió mejores promedios de factores de descontaminación, pero -- resultó ser menos efectivo como agente salino. Esto con--dujo a pérdidas considerables de uranio y por lo consi---guiente fue menos estable que el nitrato de aluminio.

Una de las desventajas de este proceso es que la hexona presenta cierta inestabilidad frente a altas concentraciones de ácido nítrico, resultando productos nitrados. -- Pero una ventaja es la solidificación de desechos con el -- nitrato de aluminio.

2.5 Proceso Hexona -25.- Los principios generales usados en el proceso Redox son aplicados para la recuperación y descontaminación de uranio enriquecido irradiado, el ---cual comúnmente se encuentra en forma de aleaciones de uranio-aluminio. En este proceso la recuperación de pluto--nio no se requiere ya que las cantidades que se producen --

de éste son pequeñas. La disolución de la aleación se hace con un 60% de ácido nítrico usando ión mercúrico como catalizador. La concentración de uranio en la alimentación es de 0.1 - 0.2 M en contraste con el proceso Redox que su alimentación es de 2 M como se ilustra en la figura 2-2.

El objetivo de este proceso es recuperar y descontaminar una gran cantidad de uranio enriquecido, ya que el grado de quemado es muy bajo. Existe otro proceso denominado Hexona-23 que es aplicado para la recuperación de uranio-233 a partir de torio irradiado, para combustibles a base de torio.

2.6 Proceso Butex.- El proceso Butex tanto como el Proceso Redox fueron desarrollados simultáneamente pero en forma independiente a fines de 1946. El objetivo de este proceso es la recuperación y descontaminación de uranio y plutonio a partir de uranio natural irradiado utilizando como solvente didibutoxi dietil éter. Este proceso es similar al proceso Redox en equipo y operación. La principal ventaja que presenta es la baja reactividad en presencia de altas concentraciones de ácido nítrico lo cual permite no usar agente salino, otra es la separación de productos de fisión libres de sales así como un alto punto de inflamación. El proceso se ilustra en la figura 2-3.

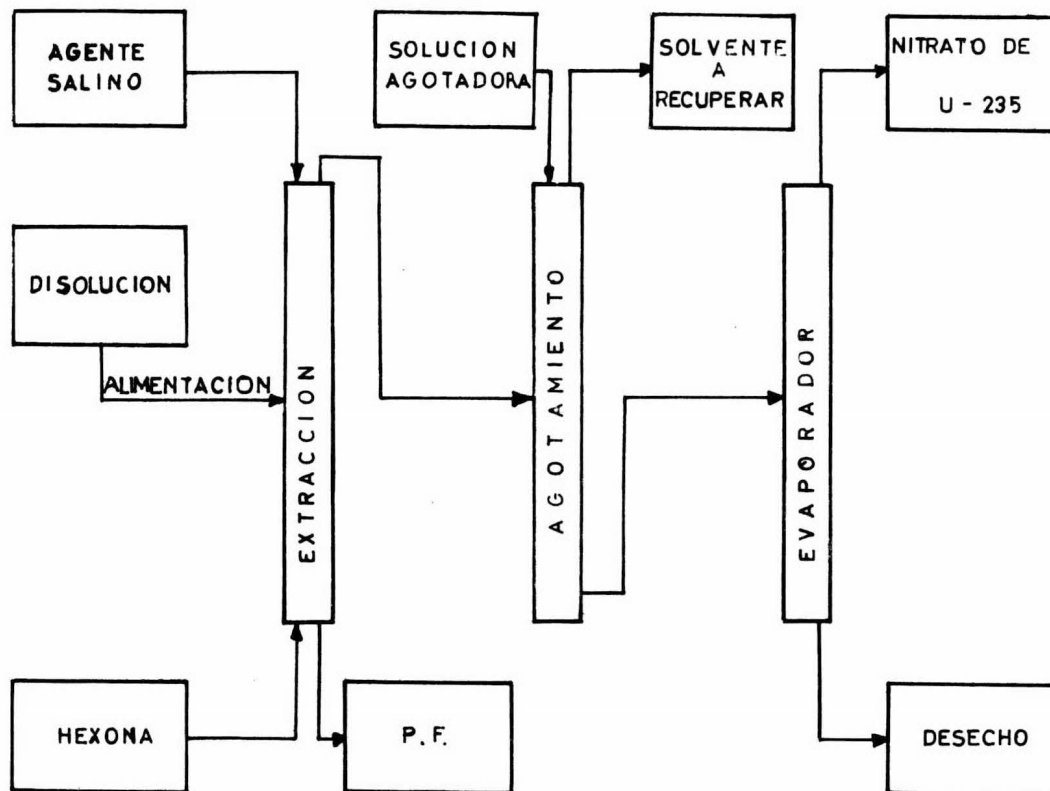


FIG. 2-2 PROCESO HEXONA-25

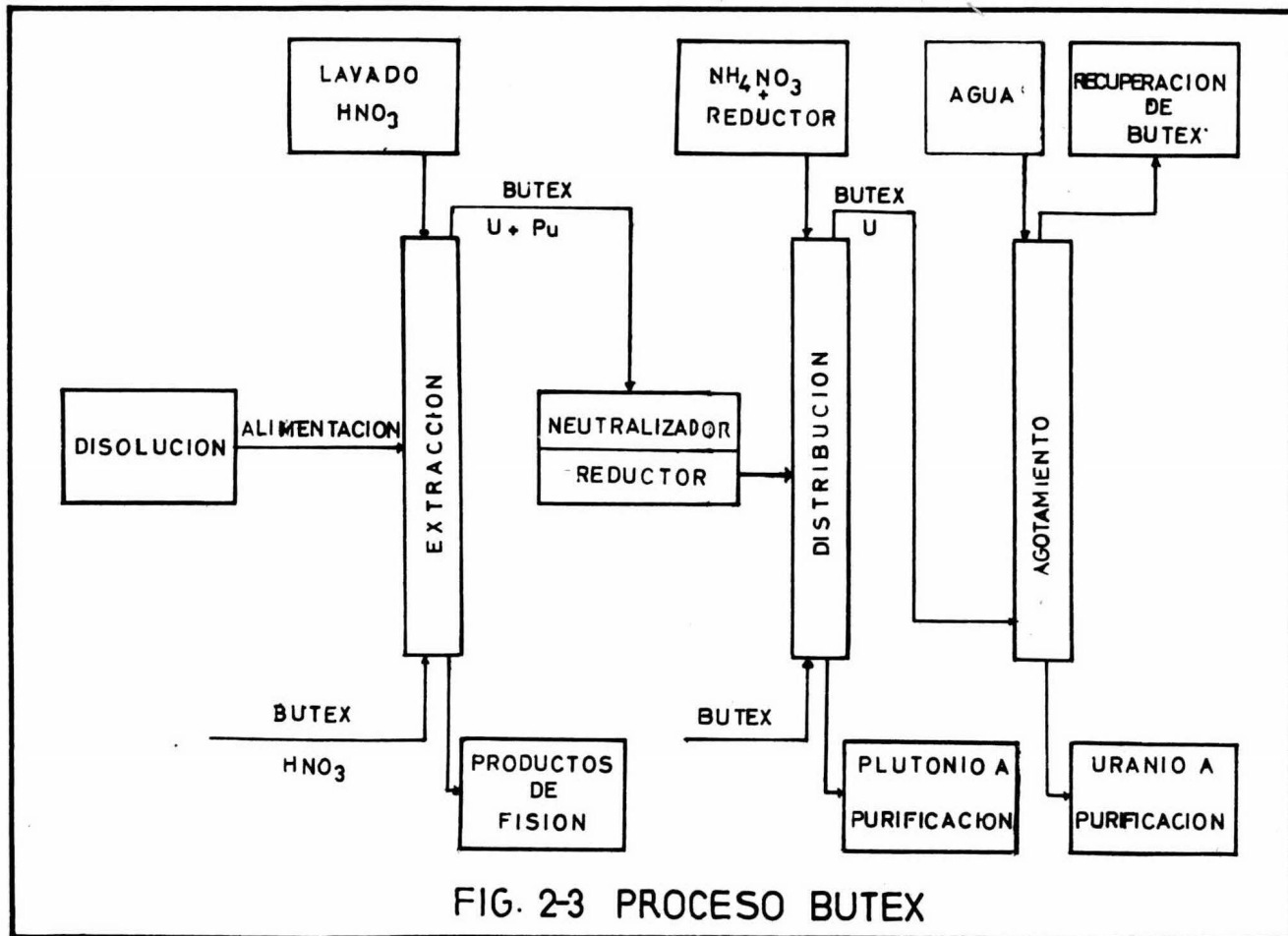


FIG. 2-3 PROCESO BUTEX

2.7 Proceso Purex.- El Proceso Purex que usa fosfato de tributilo (TBP) como disolvente orgánico, solamente se utiliza para la recuperación de uranio y plutonio - de uranio natural. En forma de nitratos de uranio (VI) y plutonio (IV), se extraen fácilmente de la disolución - acuosa por el TBP, mientras que los productos de fisión - pasan a la fase orgánica en muy bajas cantidades. Como el TBP es relativamente estable en presencia de altas concentraciones de ácido nítrico éste se utiliza como agente salino el cual reduce la masa de sólidos de desechos y se recupera fácilmente por destilación. Por otra parte, el TBP es un disolvente seguro teniendo en cuenta su pequeña volatilidad y alto punto de inflamación.

En la figura 2-4 se ilustra el primer ciclo del Proceso Purex. La alimentación consiste en una disolución acuosa que contiene nitrato de uranio (VI), nitrato de - plutonio (IV), productos de fisión y ácido nítrico en ex-ceso. Para estar seguro que todo el plutonio se encuen- tra en estado (IV) se agrega un agente oxidante como nitrí- to sódico para que sea éste extraído por el TBP. La disolución se alimenta por el centro de la primera columna (extracción) mientras que el TBP diluido en keroseno en un -- 30 - 40% en volumen entra por el fondo y circula hacia --- arriba a contra contracorriente realizándose la extracción de la fase acuosa a la fase orgánica. En la parte supe-- rior de la columna la fase orgánica es lavada con una solu

ción de ácido nítrico diluido para la eliminación de productos de fisión que hayan pasado a la fase orgánica. El efluente de la columna de extracción que conduce la fase pesada contiene prácticamente todos los productos de fisión y casi nada de uranio y plutonio.

La fase orgánica pasa a la segunda columna (distribución) donde el plutonio se reduce al estado (III) con sulfamato ferroso y algo de agente salino permitiendo la reextracción a la fase acuosa para ser separado y enviado al segundo y tercer ciclos. La solución orgánica que contiene nitrato de uranio (VI), se transfiere al fondo de una tercera columna (separación), donde se encuentra con una corriente de ácido nítrico que actúa como separadora produciéndose la reextracción del uranio a la fase acuosa que sale por la parte inferior de la columna. Este efluente se envía a un segundo y tercer ciclos para una purificación más avanzada. El disolvente orgánico residual sale por la parte superior para ser enviado a una planta de recuperación donde se purifica y pone en condiciones de ser usado nuevamente.

2.8 Proceso TBP-25.- Este proceso es usado para el reprocesamiento de uranio enriquecido que implica limitaciones de criticalidad que no son conocidas en el reprocesamiento de uranio natural, éstas pueden ser evitadas con el uso de soluciones diluidas y el uso de soluciones

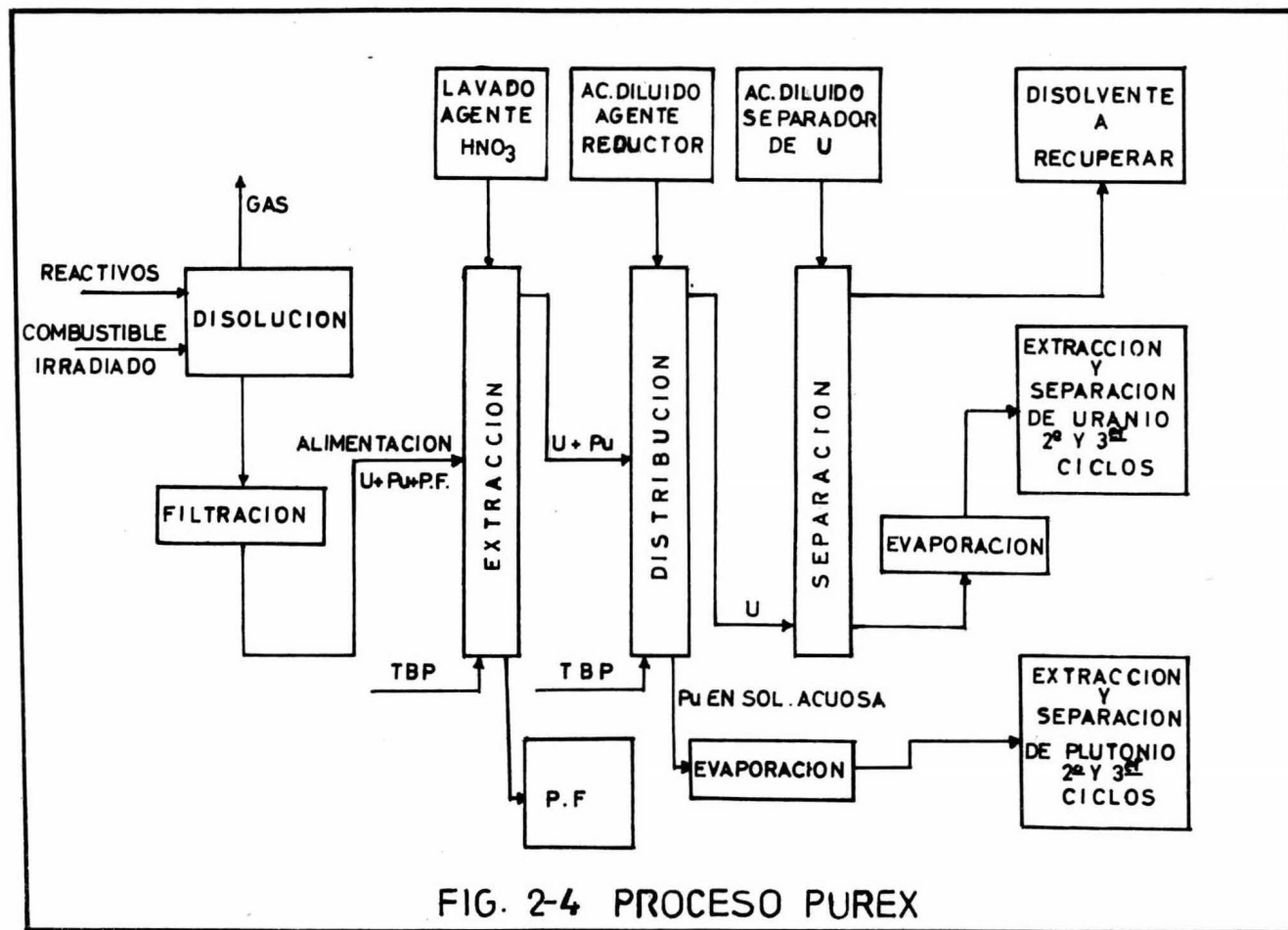
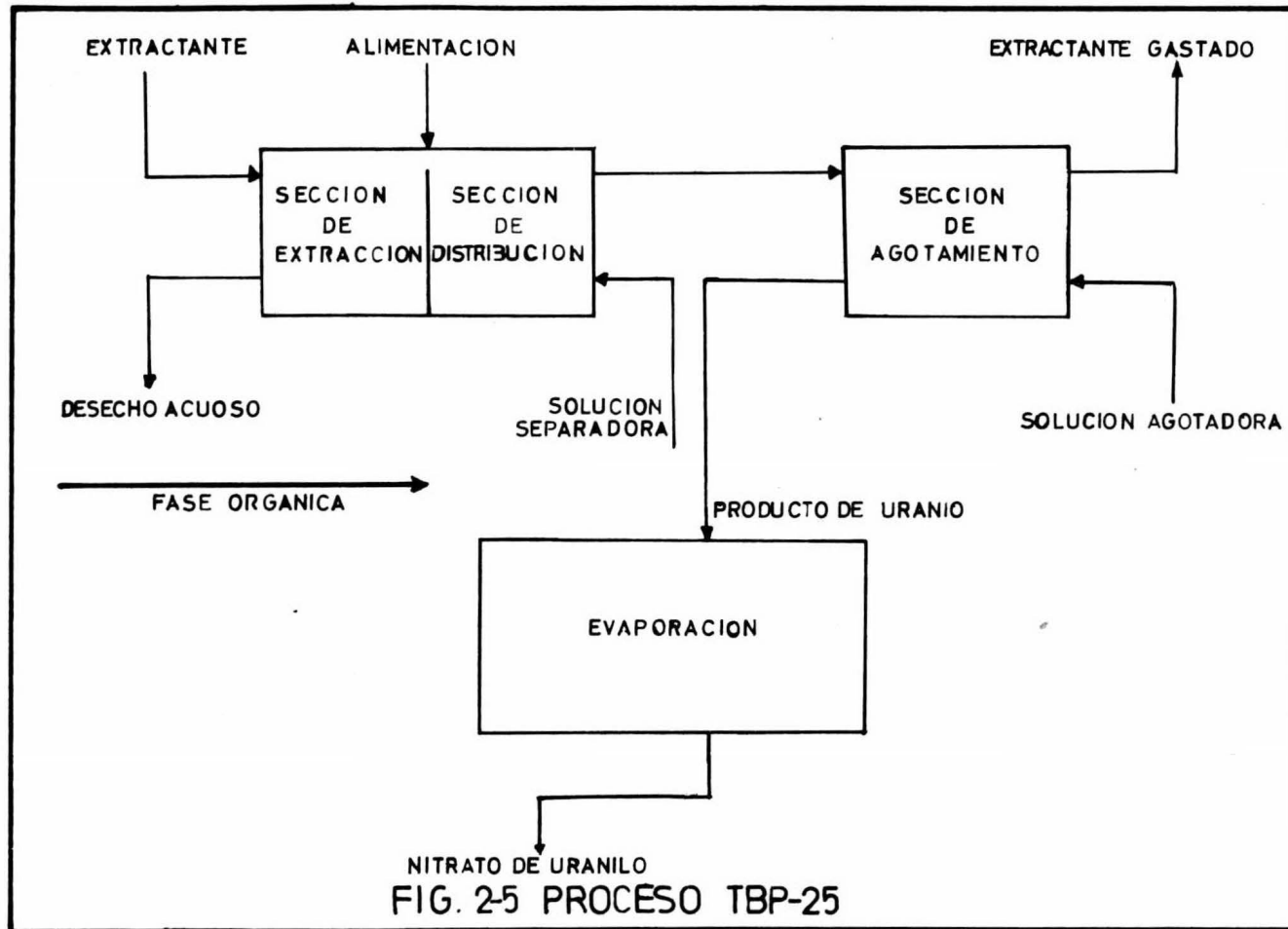


FIG. 2-4 PROCESO PUREX

fijadoras de neutrones. Las relaciones de flujo y variables de concentración deben escogerse de tal manera que el reflujó de uranio sea conservado dentro de los límites de seguridad a través del equipo de contacto.

El proceso TBP-25 es similar al Proceso Purex con la excepción de que las concentraciones de uranio son muy bajas en la alimentación, una baja concentración del TBP -- (4.5% en volumen) en el diluyente y el uso de nitrato de aluminio en lugar de ácido nítrico en la solución agotadora. El diagrama de flujo de este proceso se ilustra en la figura 2-5.

Existe un proceso más que usa TBP denominado TBP-23 que es utilizado para la recuperación de uranio-233 a partir de torio irradiado.



C A P I T U L O T E R C E R O

EXTRACCION POR SOLVENTES

3.1 Dado que la extracción por solventes es la parte medular de la planta de reprocesamiento de combustible nuclear, se dedica un capítulo a su teoría general.

El término extracción por solventes implica la separación de un componente en una mezcla, preferentemente por la solubilidad que éste presenta ante un solvente orgánico. La extracción por solventes dentro del reprocesamiento del combustible irradiado difiere de la extracción tradicional, ya que el combustible se encuentra deliberadamente en solución acuosa, que permite recuperar los materiales útiles, el proceso resultaría más simple si la separación se hiciera en un solo contacto, pero como no es posible recuperar los materiales de esta forma, hace que el proceso sea más complicado. Además de este problema se deberá tomar en cuenta uno más los cambios de fase.

La cantidad de una sustancia que puede transferirse de una fase a la otra, se rige por el coeficiente de reparto o de distribución en ambas fases. Dicho coeficiente se justifi

fica de la siguiente forma:

si consideramos a las siguientes ecuaciones como la tendencia que tiene un soluto para pasar de una fase a la otra, se tiene:

$$M_{AB} = M^* + RT \ln X$$

$$M_{AC} = M' + RT \ln X'$$

Donde, M_{AB} = Potencial químico del soluto "A" en un solvente "B".

M_{AC} = Potencial químico de "A" en el solvente "C".

M^* y M' son potenciales químicos en un estado de referencia.

X y X' son fracciones mol de soluto en cada una de las fases. (Para líquidos no miscibles)

$$R = 1.9872 \text{ cal/g mol } ^\circ\text{K (cte).}$$

T = temperatura en grados Kelvin.

En el equilibrio tenemos:

$$M_{AB} = M_{AC}$$

$$M^* + RT \ln X = M' + RT \ln X'$$

$$M^* - M' = RT \ln X' - RT \ln X$$

$$M^* - M' = RT \ln \frac{X'}{X}$$

$$K = \frac{X'}{X}$$

$$M^* - M' = RT \ln K$$

Donde K es el coeficiente de distribución. Esto nos indica que cuando un soluto "A" en un solvente cualquiera se pone en contacto con un solvente no miscible, el soluto "A" tenderá a distribuirse en ambas fases, hasta que se al cance el equilibrio.

La constante de distribución "K" se afecta considerablemente con la temperatura y la concentración, por lo que es conveniente usar datos experimentales y de esta forma tener datos precisos que nos representen el equilibrio. El coeficiente de reparto o de distribución también se puede expresar como una relación de las cantidades del soluto -- existente en ambas fases, cuando se ha alcanzado el equili brio;

$$K = \frac{C_{AB}}{C_{AC}}$$

Donde C_{AB} es la concentración de un soluto "A" en el solvente "B" y C_{AC} es la concentración de un soluto "A" en un solvente "C".

3.2 Cálculos de distribución.- La distribución de

un soluto entre dos líquidos no miscibles, es de gran importancia en la separación y purificación de uranio y plutonio de combustibles nucleares. En esta operación la fase donde generalmente se encuentra el soluto a extraer es una fase acuosa y la otra es un acomplexante orgánico. Las concentraciones de equilibrio de un soluto en tales sistemas puede variar por adición de un segundo soluto que sólo es soluble en uno de los líquidos, la adición de tal soluto supone en efecto, un cambio en la naturaleza de uno de los líquidos.

3.3 Equilibrio.- Los valores experimentales del equilibrio en la extracción son de gran utilidad. En relación con este problema tienen destacado valor los diagramas que muestran las cantidades de soluto distribuido en el equilibrio en cada una de las fases. Un diagrama de este tipo es como el que se ilustra en la figura 3-1. El uso práctico de este diagrama es que mediante un balance de materiales nos permite con relativa facilidad conocer el número de etapas de transferencia necesarios en un proceso de extracción.

3.4 Cálculos necesarios en un proceso de separación por extracción.- El cálculo de la extracción por solventes se hace frecuentemente con un balance de materiales y relaciones de equilibrio, considerando que la operación --

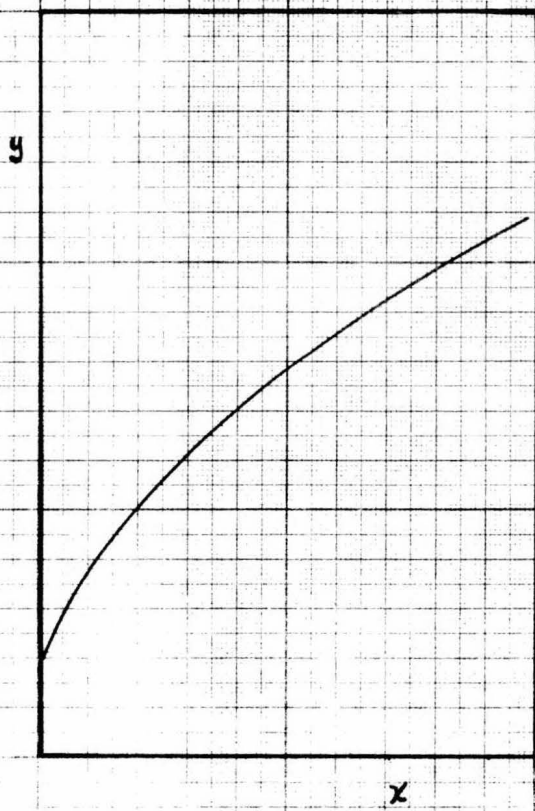


Fig. 2.1 Diagrama de equilibrio.

consiste de una serie de etapas discretas de equilibrio. Para realizar esta separación se considera que en cada etapa los solutos han llegado al equilibrio, suponer esto no es una fuerte restricción si se conoce la eficiencia de cada etapa. Simplificaciones adicionales asumen que no se afectan los resultados del cálculo, siendo estas -- consideraciones las siguientes:

- 1) Que las fases sean completamente inmiscibles.
- 2) Que no ocurra retromezclado.
- 3) Que los volúmenes de las soluciones no cambien durante el proceso.

La concentración de un soluto específico es en la fase orgánica designada por "Y", ésta expresa una masa de soluto por unidad de masa orgánica libre de soluto. Cuando se usan estas unidades de concentración, la velocidad de flujo másico del soluto en la fase acuosa y orgánica se designan por A_X y ϕ_Y respectivamente. Donde "A" y " ϕ " son la velocidad de flujo másico por unidad de tiempo para la fase acuosa y para la fase orgánica.

Un balance de materiales alrededor de las "n" etapas de la columna de extracción, como se muestra en la figura 3-2, se hace a régimen permanente y en base a la siguiente ecuación:

$$A (X_{n+1} - X_1) = \phi (Y_n - Y_0)$$

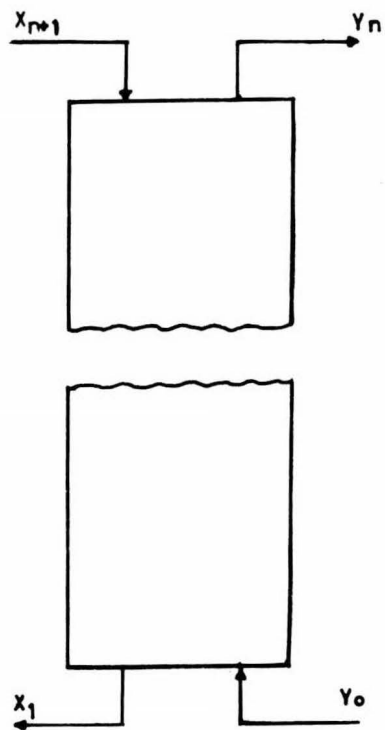


FIG. 3-2

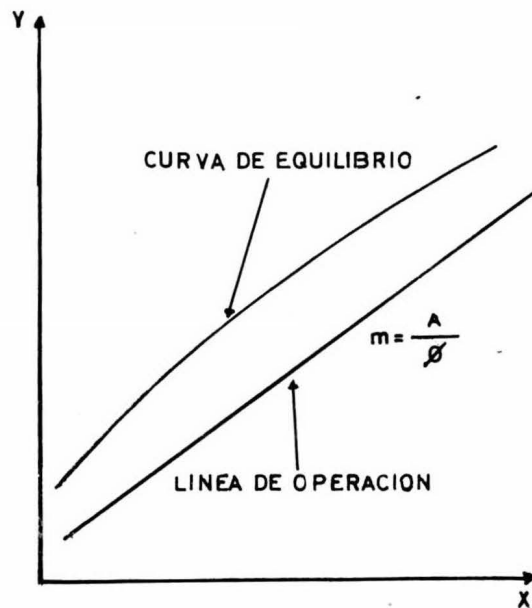


FIG. 3-3

La concentración de un soluto dado que deja la enésima etapa es entonces:

$$Y_n = \frac{A}{\emptyset} X_{n+1} + \left(Y_o - \frac{A}{\emptyset} X_1 \right)$$

La ecuación anterior nos representa una línea recta donde A/\emptyset es la pendiente y su intersección con el origen es $(Y_o - \frac{A}{\emptyset} X_1)$. Las composiciones de las fases acuosa y orgánica entre dos etapas teóricas cualesquiera deben ser un punto, sobre esta línea, la cual es llamada línea de -- operación tal como se ilustra en la figura 3-3. Auxilia-- dos con la curva de equilibrio y la línea de operación se puede estimar el número de etapas de transferencia, este - método es semejante al de Mc Cabe-Thiele.

3.5 Cálculo del número de etapas de transferencia - basado en un contacto diferencial a contracorriente.- Cuando el flujo de la solución acuosa y de la solución orgánica permanecen en contacto a contracorriente, la cantidad del - soluto separado por medio del número de unidades de transferencia, se define de la forma siguiente:

$$NUT_{OA} = \int_{X_1}^{X_2} \frac{dX}{X-X^*}$$

$$NUT_{O\phi} = \int_{Y_1}^{Y_2} \frac{dY}{Y-Y^*}$$

Donde NUT_{OA} es el número total de unidades de transferencia basado en la fase acuosa. $NUT_{O\phi}$ es el número de unidades de transferencia basado en la fase orgánica. X^* es igual a la concentración de un soluto dado en el equilibrio con la fase orgánica en el mismo punto que X . Y^* es igual a la concentración de un soluto dado en equilibrio con la fase acuosa en el mismo punto. La integral se calcula fácilmente aunque no es posible la integración formal porque la relación analítica entre Y^* y/o X^* y la X no se conoce. El procedimiento que se sigue en el cálculo de NUT_{OA} y $NUT_{O\phi}$ es primero graficar la curva de equilibrio y la línea de operación en coordenadas adecuadas. La gráfica de $\frac{1}{Y^*-Y}$ contra " Y " o $\frac{1}{X-X^*}$ contra " X " se hacen dentro de los rangos de concentración que se necesitan. El NUT se determina por el área bajo la curva como se ilustra en la figura 3-4.

3.6 Propiedades más importantes de los solventes.-

Para la selección de un solvente se deben de tomar en cuenta las siguientes características:

Selectividad.- Es la principal propiedad que debe estudiarse para decidir qué tipo de solvente es el más adecuado y se refiere a la habilidad que debe tener para ex--

traer un componente de una solución dejando una mínima -- cantidad del componente que se desea extraer.

Recuperación.- En todos los procesos de extracción líquida es necesario remover el solvente del producto tanto para descontaminarlo, como para que el solvente recuperado sea nuevamente utilizado reduciendo los costos de -- operación.

Densidad.- Es esencial que las fases en contacto -- presenten una diferencia en las densidades tan grande como sea posible para lograr una separación adecuada.

Tensión superficial.- La tensión superficial entre dos fases inmiscibles, las cuales están fijas o libres, deben ser altas para que presenten una rápida coalescencia.

Estabilidad química.- El solvente tiene que presentar una alta estabilidad química para que no se produzcan subproductos, los cuales reducen el producto final, incrementando las pérdidas del solvente.

Corrosión.- El solvente debe presentar una baja corrosividad en los materiales del equipo usado para que -- prolongue los años de vida del mismo.

Viscosidad.- La viscosidad debe ser baja para facilitar el bombeo, la agitación, la extracción y separación rápida que es una de las propiedades más deseadas de los

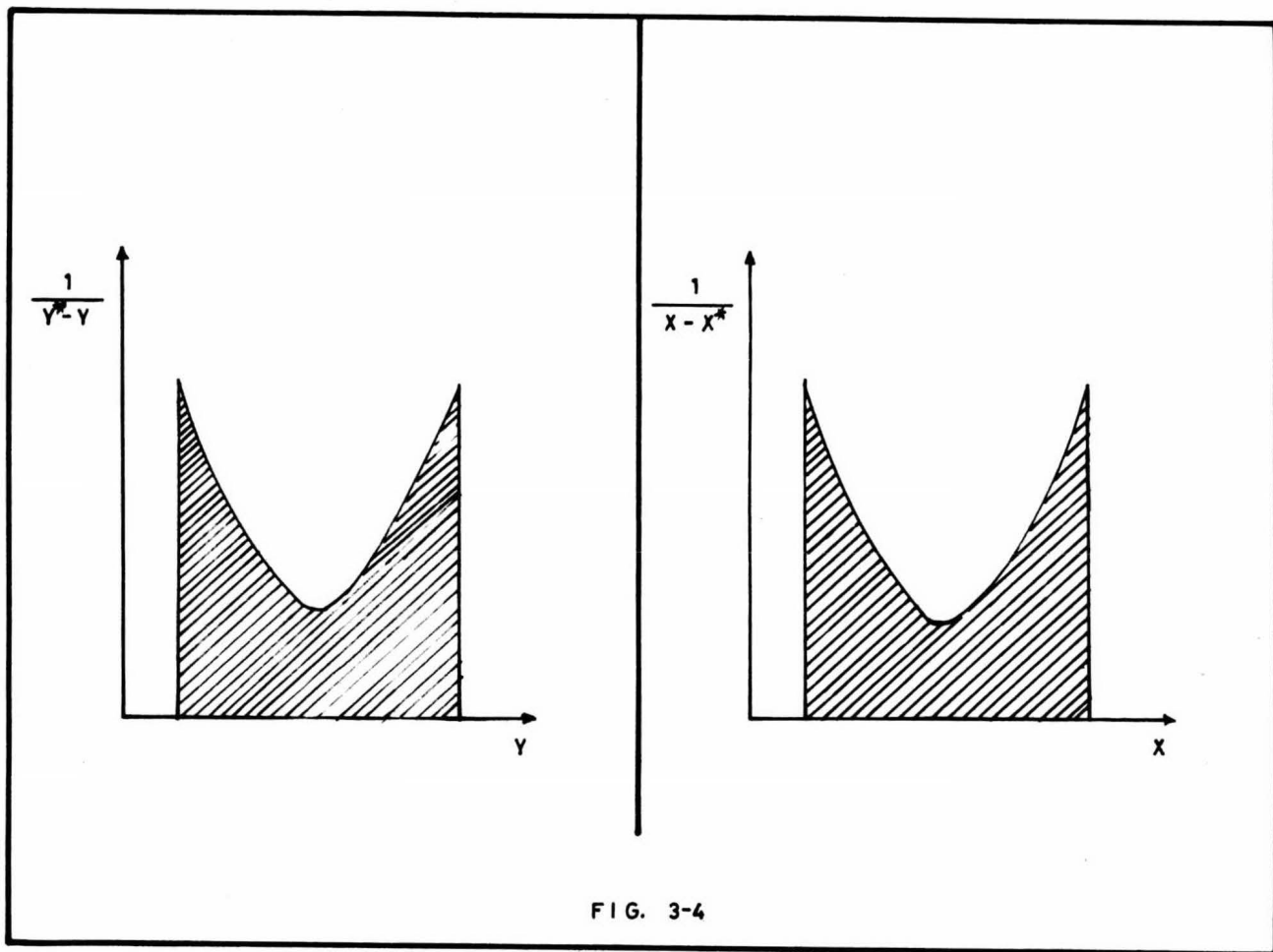


FIG. 3-4

procesos de extracción por solventes, lo cual se puede lograr agregando un diluyente de baja viscosidad.

Presión de vapor.- Ordinariamente se desea una baja presión de vapor para que el almacenamiento y la operación de extracción sea posible en condiciones atmosféricas.

Punto de congelamiento.- El solvente tendrá un punto de congelamiento bastante bajo para permitir sea almacenado y manejado a temperaturas más bajas que la del medio ambiente.

Punto de inflamación.- Por razones de seguridad se desea que el solvente tenga un alto punto de inflamación.

Toxicidad.- Para el manejo del solvente es necesario que éste no sea tóxico o venenoso, para evitar accidentes.

3.7 Equipo para extracción por solventes.- Existen varios equipos para llevar a cabo el contacto entre la fase orgánica y la fase acuosa, pero los más usados a nivel industrial son las columnas empacadas, columnas pulsantes y mezcladores-separadores.

Para que un equipo de contacto sea utilizado en procesos radioquímicos deben presentar las siguientes características:

- 1) Larga vida de operación con requerimientos bajos de mantenimiento.

- 2) Tamaño pequeño, lo que permite una protección mí
nima.
- 3) Simplicidad en el control y operación.
- 4) Fácil reemplazamiento y adaptación.
- 5) Flexibilidad, permitiendo fácil conversión a con
diciones de nuevos procesos.

De los equipos mencionados anteriormente las columnas empacadas son las más simples mecánicamente, pero requieren un espacio mayor, lo que implica mayor protección. En las columnas pulsantes y mezcladores separadores se usa la agitación mecánica para proporcionar mejor área interfa--
cial.

3.8 Columnas empacadas.- Este tipo de equipo es --
usado comúnmente en las separaciones de transferencia de -
masa, para efectuar el contacto entre dos fases líquidas -
que viajan a través del empaque, a contracorriente, para -
tener una mayor superficie de contacto. Las columnas empa-
cadas ofrecen las siguientes ventajas:

- 1) No requieren mantenimiento constante, por carecer
de partes móviles.
- 2) Permiten un amplio rango de velocidades de flujo en
la operación, con pequeños cambios en la eficien--
cia. Estas ventajas permiten un bajo costo de --
mantenimiento y flexibilidad en los procesos radiou

químicos. Ahora las desventajas presentadas -- por este tipo de equipo consiste en que ocupa ma yor espacio que las columnas pulsantes y mezcladores separadores y por lo consiguiente requie-- ren de mayor protección.

3.8.1 Descripción física de una columna empacada. - -
Esta consta de tres secciones principales:

- 1) Una sección empacada donde se lleva a cabo la -- transferencia de masa.
- 2) Una sección en la parte superior donde se lleva a cabo la separación de fases.
- 3) Una sección de separación en la parte inferior, - como se ilustra en la figura 3-5.

Las características básicas de cualquier columna de - contacto para promover la transferencia de masa son el diá metro y la altura, lo que determina la capacidad de la --- planta y una extracción completa; pero para lograr facto-- res de descontaminación adecuados se requieren columnas de aproximadamente 15 m de altura. Las especificaciones para el empaque son pocas, las más importantes son que éstos deben ser químicamente inertes con los componentes del sis tema y debe proporcionar una gran área superficial por uni dad de volumen sin causar una excesiva caída de presión, y

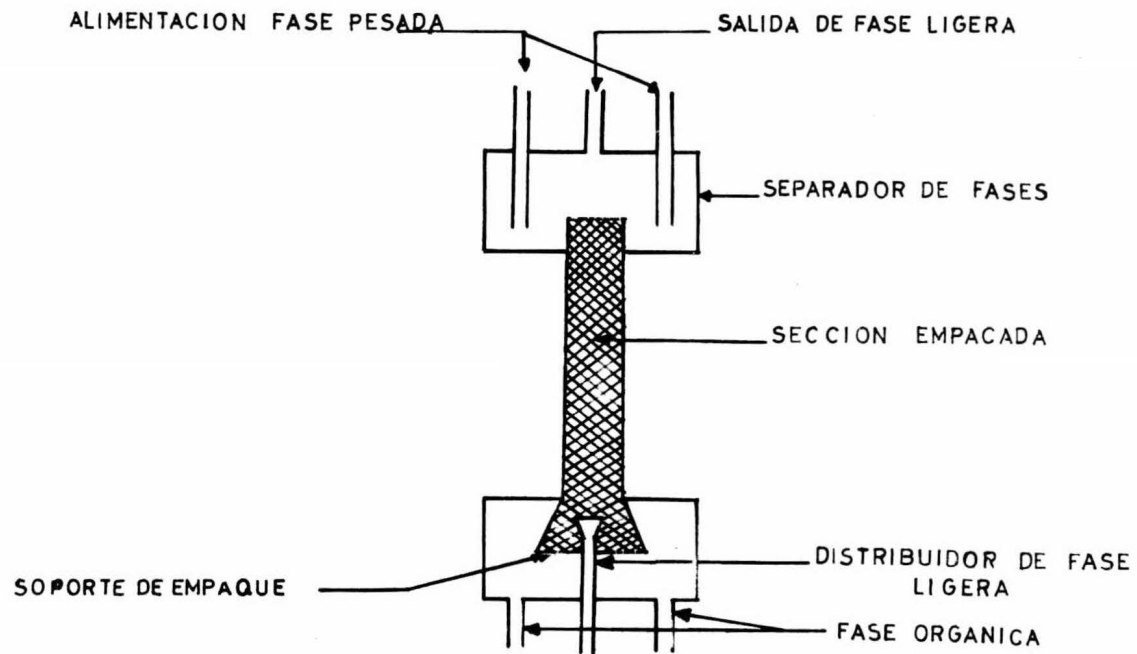


FIG. 3-5

puede colocarse en forma ordenada o al azar. Para el proceso de materiales radiactivos se toman en cuenta dos factores que son: ser fácilmente descontaminados y presentar una alta resistencia a los daños causados por la radiación. Es por estas razones que se recomienda usar anillos Raschig y sillas Berl de acero inoxidable y deben colocarse de tal forma que dejen áreas libres en las zonas de alimentación. El solvente es alimentado a través de un distribuidor de flujo con toberas separadas 120° para lograr uniformidad de flujos sobre el empaque.

3.8.2 Capacidad de la columna empacada.- La capacidad de una columna empacada está limitada por la imundación, que es el arrastre de parte, de una corriente en la otra. También la capacidad se ve afectada por el tamaño del empaque.

3.8.3 Eficiencia.- La eficiencia de una columna empacada se expresa en términos de la altura necesaria para realizar la separación. El cálculo de la altura necesaria de una columna se basa en el conocimiento de la separación deseada y en la eficiencia, esta altura depende del número de etapas teóricas que se conocen mediante el uso de los diagramas de Mc Cabe-Thiele. Ahora la altura de una etapa teórica se obtiene de datos de laboratorios o planta piloto.

3.9 Columnas pulsantes.- En este equipo la velocidad de transferencia de masa es incrementada por un pulso hidráulico del líquido en la columna que fluye a través de platos perforados. La capacidad y la eficiencia de una columna de pulsos está afectada por un gran número de variables que son: variables de operación y variables de diseño, dentro de las variables de operación se tienen la frecuencia y la amplitud del pulso, la relación de velocidades de las fases, la concentración del soluto y las propiedades físicas de los líquidos. Dentro de las propiedades de diseño se tienen el grado de mojado de los platos, la continuidad de las fases, la geometría del plato, espaciamiento entre platos, porcentaje de área libre, tamaño y forma de la perforación, diámetro de la columna y forma de la onda del pulso.

Por medio de la acción de una serie de pulsos aplicados en la base de la columna hacen que el solvente orgánico se rompa en pequeñas gotas dispersándose en la fase acuosa. El control de la eficiencia del pulso es un factor importante para la operación de la columna ya que a altas frecuencias se provocan emulsiones que requieren un tiempo de separación de fases muy grande y a bajas frecuencias no se lleva a cabo una dispersión adecuada. La frecuencia óptima será una frecuencia tal que proporcione una cuasiemulsión, como se ilustra en la figura 3-6.

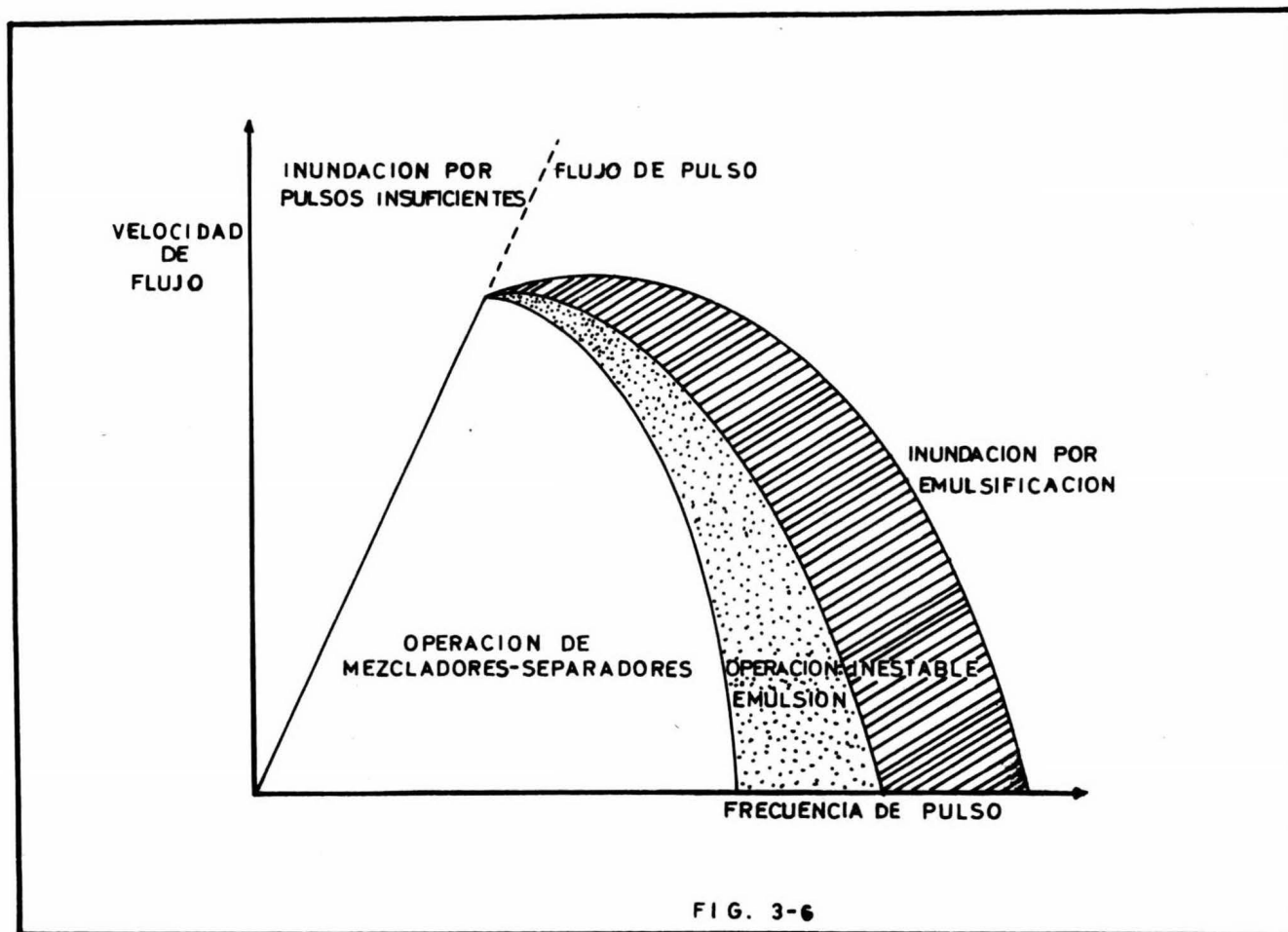


FIG. 3-6

3.9.1 Descripción de una columna pulsante.- Esta consta de una sección de alimentación en la parte superior donde hay una sección de separación de fases que tiene un diámetro mayor que el de la columna, una sección central que contiene en su interior platos perforados y una sección de separación de fases en la parte inferior, por donde se alimenta el solvente y está acoplado a un sistema generador de pulsos. Las partes superior e inferior donde ocurre la separación de fases son diseñadas de esta manera para el control de la criticalidad. Fig. 3-7.

Los platos perforados, por medio del pulso hacen que las fases lleguen a un contacto íntimo y se prefieren a otro tipo de empaque porque presentan mayor flexibilidad en el diseño, mayor flujo y por consiguiente menor costo. Deben presentar propiedades tales como resistencia a la corrosión y a la radiación usándose para su construcción acero inoxidable y plástico. Para optimizar la eficiencia del plato existen diferentes diseños con diferentes porcentajes de área libre, como se muestra en la figura 3-8.

3.9.2 Generación del pulso.- El pulso hidráulico es generado por la aplicación periódica de presión de aire o un pulso mecánico. Los requerimientos de un generador de pulsos son:

- 1) Un gran tiempo de operación sin mantenimiento.
- 2) Mantener una frecuencia de pulso constante.

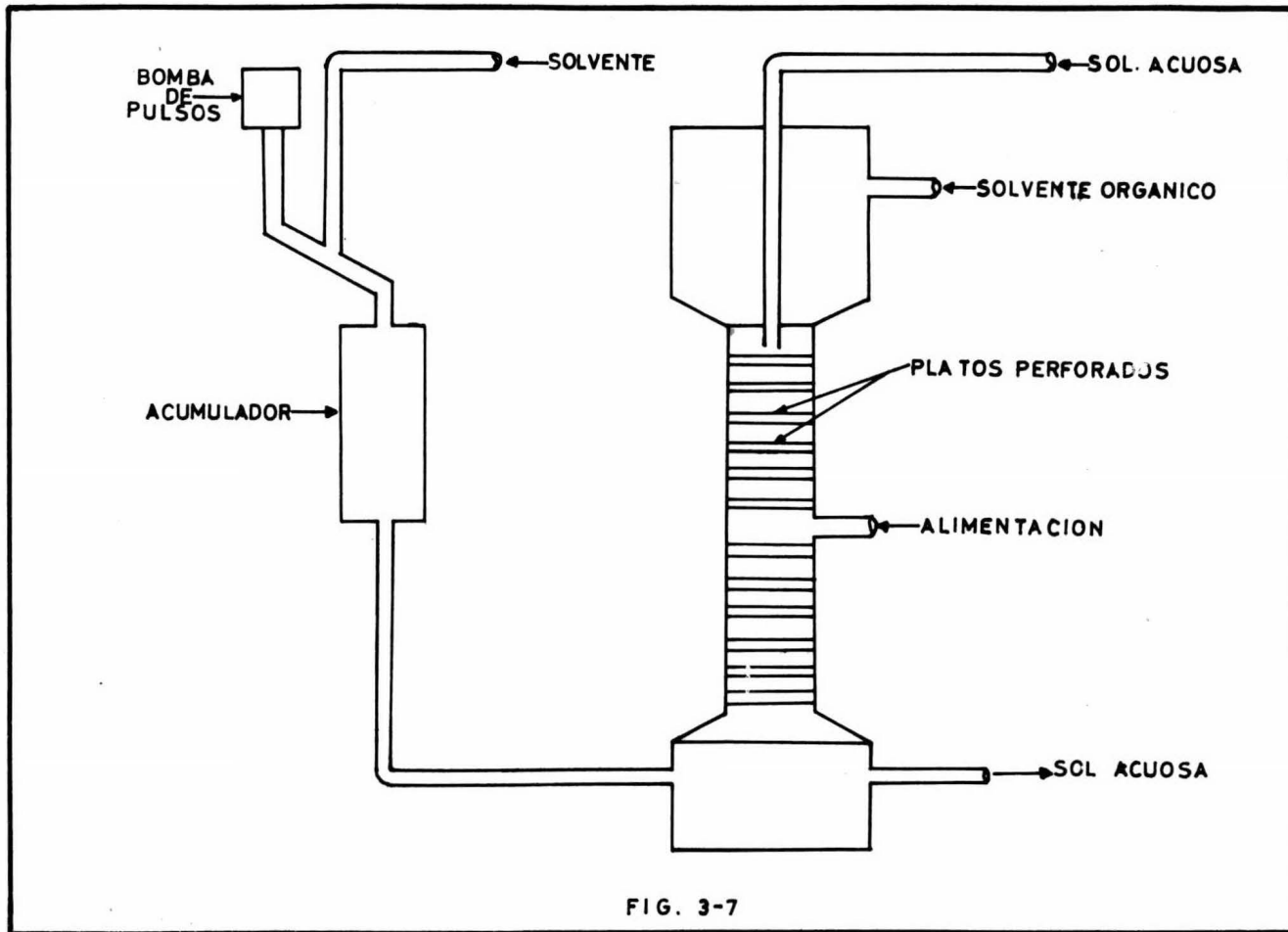
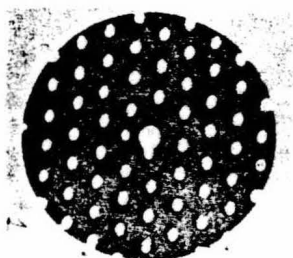


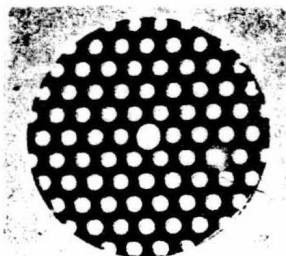
FIG. 3-7

- 3) Operación en un amplio rango de frecuencias, amplitudes y formas de ondas.
- 4) Deberá ser compacto.



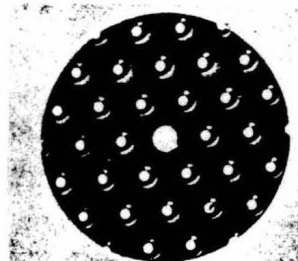
Plato perforado de
fluoroteno

Area libre = 23%



Plato perforado de
acero inoxidable

Area libre = 33%



Plato de acero
inoxidable con
boquilla
Area libre = 7.5%

Figura 3-8

3.9.3 Pulso neumático.- Este fue el primer método usado en las columnas pulsantes y las ventajas que presentan son:

- 1) La eficiencia en la extracción es tan buena con ai re pulsante que con pulsos mecánicos.
- 2) Se aprovechan en un amplio rango de energías del pulso.
- 3) Las condiciones de operación son más rápidas y fáciles.

- 4) El costo inicial de instalación es mucho menor - que el de los pulsos mecánicos. Otras ventajas que presenta este tipo de fuente es que no tiene partes móviles en la zona de blindaje y requiere un espacio menor que el de los pulsos mecánicos.

3.9.4 Pulso mecánico.- Los generadores de pulsos mecánico son generalmente de tres tipos: de pistones, de diafragma y de fuelles. El pulsador se conecta hidráulicamente a la corriente de menor radiactividad que entra o deja la base de la columna. El generador de pistones es idéntico a una bomba de pistones provista de una válvula de paso. El pulsador de diafragma y de fuelles tienen la ventaja de no gotearse bajo condiciones normales, pero corren el riesgo inherente en su uso. Los pulsadores de estos tipos son generalmente de acero inoxidable y flexible al flujo pulsante de aceite sobre el lugar del impulsor.

3.10 Mezcladores-separadores.- Este equipo permite mezclar dos fases líquidas inmiscibles, seguidas por una amplia separación que se alcanza poniendo en contacto a contracorriente las porciones de extractante y de solución. El uso de bombas hacen posible que haya un flujo continuo a contracorriente en este equipo. Hay dos tipos de mezcladores-separadores que son verticales y horizontales. Los mezcladores-separadores verticales son similares

a una columna que tiene a lo largo varios agitadores sobre un eje común y el flujo de las dos fases está afectado por la gravedad. Como se ilustra en la figura 3-9.

Los mezcladores-separadores de más uso es el horizontal que es un arreglo de tanques conectados en serie con un tanque separador unido por una serie de tubos y los flujos son enviados por una bomba en cada etapa. El contacto de las fases se hace por medio de un impulsor rotatorio. Este tipo de equipo tiene dos desventajas:

- 1) El espacio que se requiere es muy grande.
- 2) Por tener dos ejes, el del mezclador y el de la bomba es más probable la falla mecánica. Se puede reducir el espacio acomodando el arreglo en una caja compacta en la que cada etapa vecina está construida de tal manera que se comunican entre sí eliminando la necesidad de usar tuberías. El flujo de una etapa a la otra se hace a través de un ducto o sobre una pequeña presa para que ocurra un derrame de un compartimento al otro. En las primeras etapas el flujo de la fase ligera se lleva a cabo por gravedad y a contracorriente con la fase acuosa a través de cada etapa, éstas están constituidas de una sección de mezclado y una sección de separación con su propio impulsor. La fase acuosa se obliga a circular mediante el impulsor que tie-

ne un conducto en la parte inferior conectado a una antecámara donde el impulsor toma a la fase pesada y transporta a contracorriente a la siguiente etapa. El diseño de este equipo es totalmente empírico. Figura 3-10.

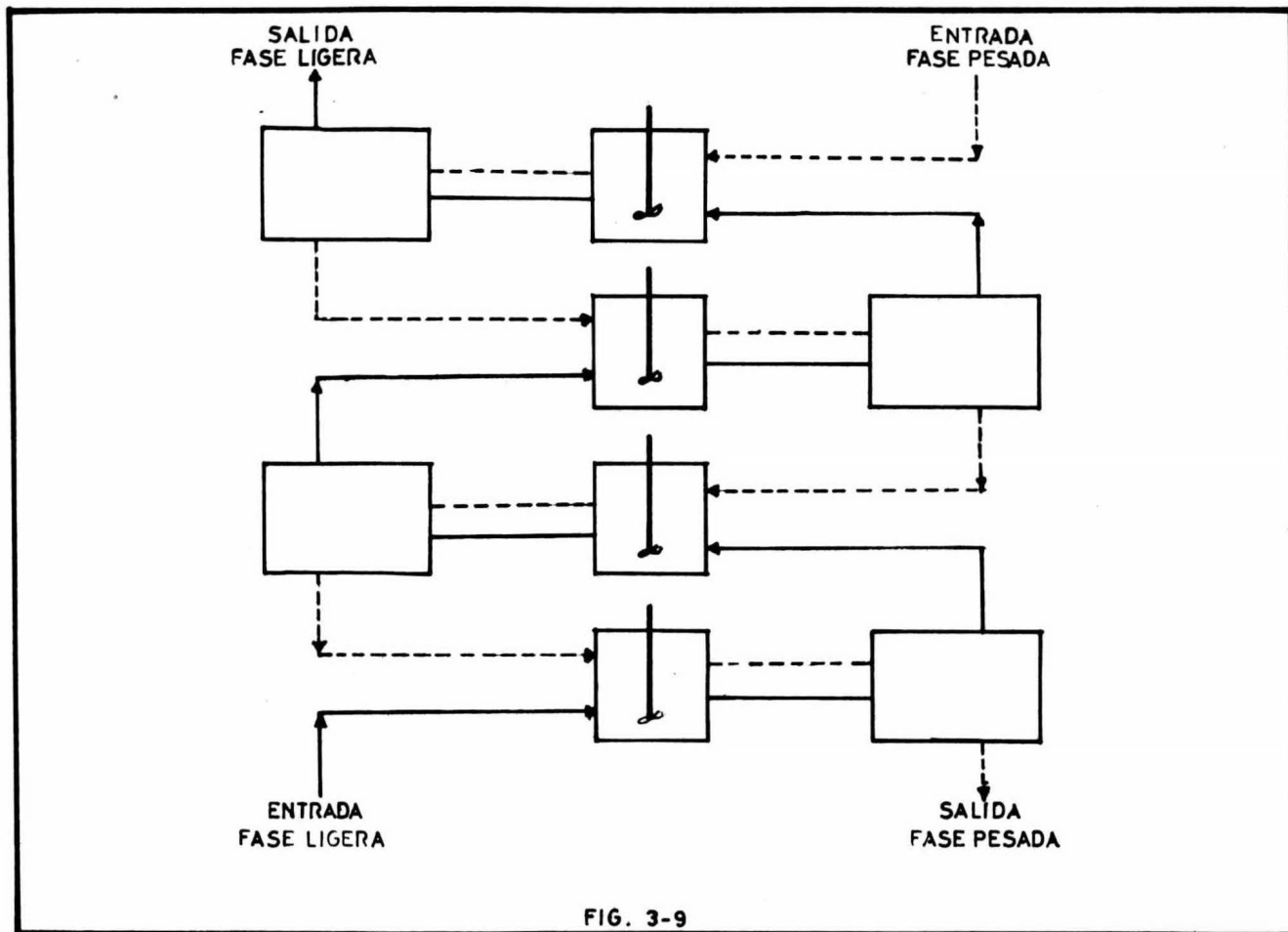


FIG. 3-9

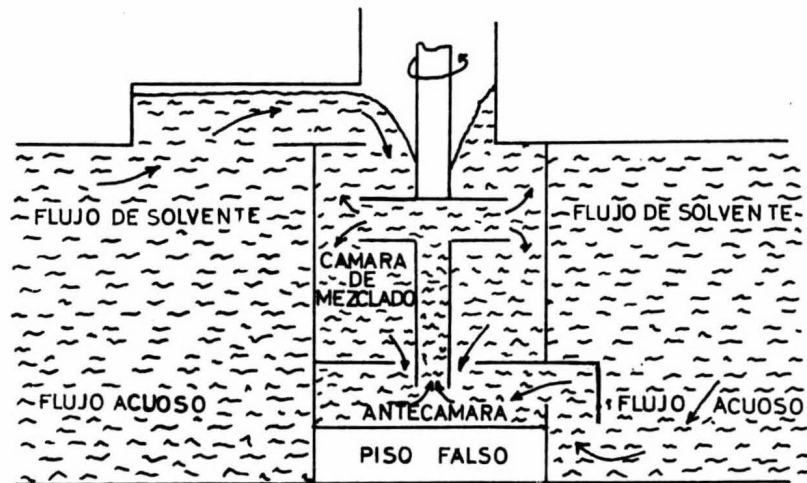


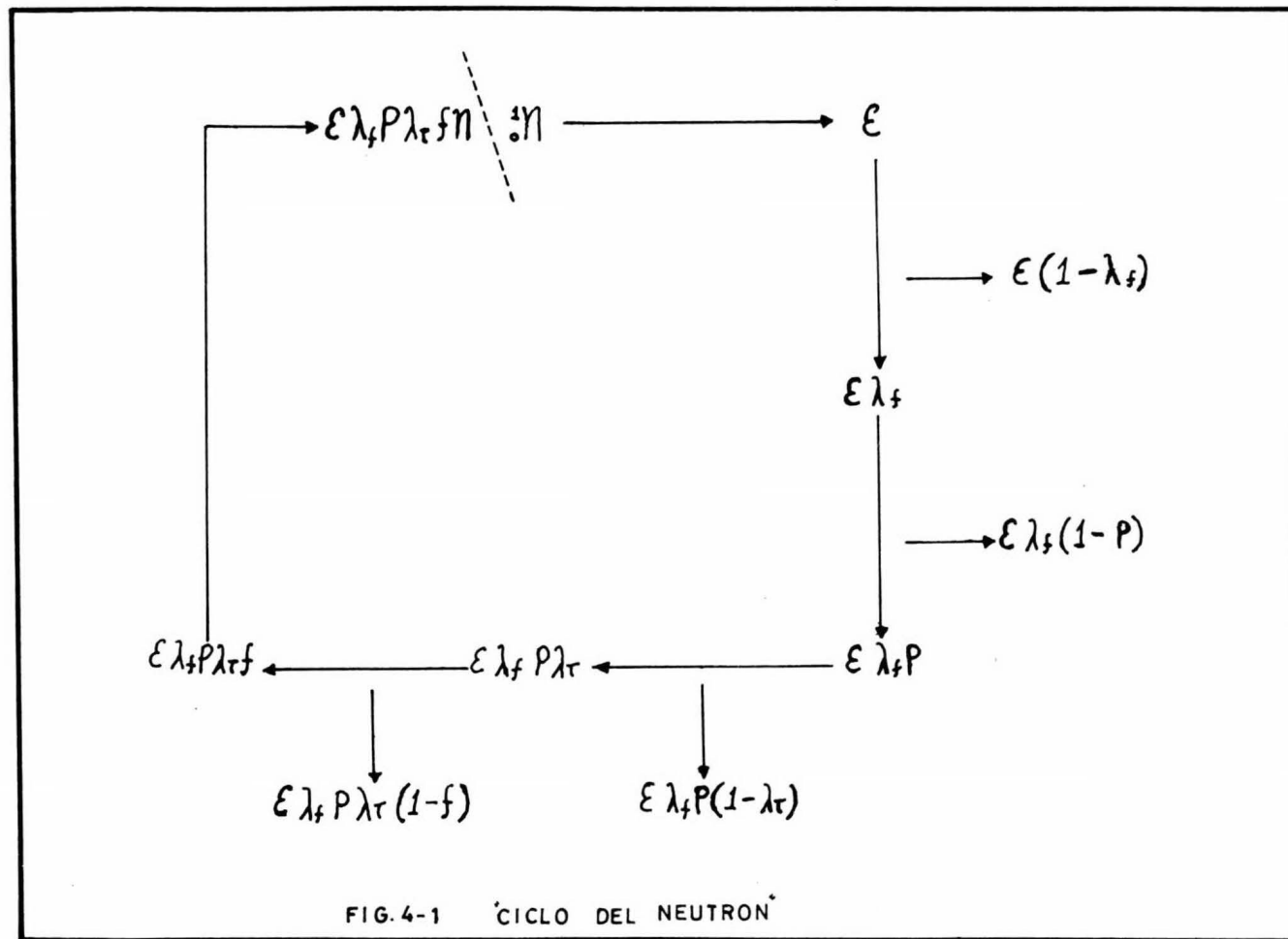
FIG. 3-10

C A P I T U L O C U A R T O

CRITICALIDAD

4.1 Generalidades.- Además de los riesgos radiológicos y de salvaguardias de materiales que se presentan en las plantas de reprocesamiento de combustibles nucleares, debe tomarse en consideración uno nuevo, la criticidad. Este aspecto es de gran importancia para la protección del personal y el de la planta en general. La criticidad se define como el estado de un sistema en el que la reacción de fisión en cadena es autosostenida.

Si se considera una fuente de neutrones en un instante dado, algunos de estos neutrones serán absorbidos por el material fisionable para causar fisión, a esta fuente se le denomina primera generación de neutrones. Algunos neutrones de esta primera generación serán absorbidos de otras maneras que no causen fisión, ya sea por las vainas, blindaje, etc. y algunos otros se fugarán del sistema. Los neutrones que sufren captura por fisión, producirán una segunda generación de neutrones y así sucesivamente como se ilustra en la figura 4-1. Donde:



$\phi M'$ = neutrón rápido. Neutrón que se produce por fisión.

ϵ = factor de fisión rápida

f = factor de utilización térmica. Representa la relación entre el número de neutrones térmicos capturados por el combustible y el número total capturado.

P = probabilidad de no absorción por U-238.

η = factor de fisión térmica. Es el número medio de neutrones producido por neutrón térmico absorbido en el material combustible.

$\epsilon \lambda_f$ = probabilidad de no fuga rápida. Este factor representa a los neutrones que no escapan del sistema y son termalizados.

$\epsilon (1 - \lambda_f)$ = probabilidad de fuga rápida.

$\epsilon \lambda_f P$ = probabilidad de permanencia en el sistema de neutrones rápidos.

$\epsilon \lambda_f (1 - P)$ = probabilidad de absorción por U-238.

$\epsilon \lambda_f P \lambda_T$ = probabilidad de no fuga térmica. Son los neutrones termalizados que no escapan del sistema.

$\epsilon \lambda_f P (1 - \lambda_T)$ = probabilidad de fuga térmica.

$\epsilon \lambda_f P \lambda_T f$ = probabilidad de absorción por el combustible.

$\epsilon \lambda_f P \lambda_T (1 - f)$ = probabilidad de no absorción por el combustible.

$\epsilon P f \eta$ = K_{∞} = factor de multiplicación neutrónica. Representa el número medio de neutrones, producidos

dos por fisión, por neutrón absorbido.

$\lambda_f \lambda_T = \Lambda =$ neutrones térmicos que son absorbidos por el material físil antes de que estos escapen del sistema.

$K_{\infty} \Lambda = K_{ef} =$ coeficiente de multiplicación efectiva. Representa el número medio de neutrones que procedentes de una fisión son capturados por el material fisionable para producir otra fisión.

Si el valor de K_{ef} es mayor que uno se dice que se tiene un sistema supercrítico, esto quiere decir que una generación dada de neutrones excede a la generación que le precede, incrementando la reacción en cadena en forma exponencial. Si K_{ef} es igual a uno se tendrá un sistema crítico, es decir se tendrá una reacción en cadena autosostenida y controlada. En otras palabras, el promedio de neutrones producidos por cualquier generación de neutrones es exactamente igual al número de neutrones producidos por la generación precedente. Si K_{ef} es menor que la unidad se tendrá un sistema subcrítico, esto nos indica que la generación de neutrones es menor a la que le precede y por lo consiguiente la reacción en cadena no podrá autosostenerse. Este último estado es el más deseado para el manejo y reprocesamiento del combustible nuclear.

Considerando un recipiente que contiene material fisible, como se ilustra en la Fig. 4-2. Donde:

N_m = neutrones que provienen de alguna fisión.

N_r = neutrones reflejados.

N_p = neutrones que provienen de otro equipo.

N_f = capturas que producen fisión.

N_c = captura en material fisible y otros materiales que no producen fisión.

N_l = fuga de neutrones.

Para evitar la criticalidad se debe mantener a N_r y N_p tan pequeños como sea posible, y la vez N_c y N_l tan grandes como sea posible. A continuación se ilustra la secuencia de cálculo para determinar la criticalidad de un mezclador-separador de forma cilíndrica, que contiene una solución de U-235 enriquecido al 90.2% y una concentración de 388 g/l.

Las dimensiones de este mezclador-separador son:

altura $h = 63$ cm

diámetro $D = 20$ cm

distancia de extrapolación $S = 2.5$

Si la solución contiene 388 g/l, ¿cuántos gramos de U-235 se tienen por litro?



FIG. 4-2

$$\frac{388 \text{ g}}{1} \times 0.9020 = \frac{350 \text{ g de U-235}}{1}$$

Para esta concentración se tiene H/U = 74 (H.K.Clark)
por diferencia se tienen $\frac{38 \text{ g de U-238}}{1}$

El volumen del mezclador-separador es:

$$V = \pi r^2 h = \frac{3.1416 \times (10)^2 \times 63}{1000} = 19.792 \text{ l}$$

Dado que el peso del nitrato de uranilo para un gramo mol es 391 g, para 350 g de U-235 se tienen:

$$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 = \frac{350 \times 391}{235} = 582.340 \text{ g}$$

$$\text{Relación n\u00edtrica} = \frac{\text{una mol de UO}_2(\text{NO}_3)_2}{235} = 1.6638$$

Ahora, se obtiene la masa total de uranio contenida en
en este volumen:

$$\rho = \frac{m}{V}; \quad m = \rho V$$

$$m_{\text{U-235}} = 19.792 \text{ l} \times \frac{350 \text{ g}}{1} = 6927.20 \text{ g}$$

$$m_{\text{U-238}} = 19.792 \text{ l} \times \frac{38 \text{ g}}{1} = 752.096 \text{ g}$$

Suponiendo las peores condiciones de ser s\u00f3lo una soluci\u00f3n de nitrato de uranilo y una mol en exceso de \u00e1cido n\u00edtrico, \u00bfcu\u00e1nto nitr\u00f3geno hay en la soluci\u00f3n?

La relación níttrica para esta solución será 3:1 (3 moles de nitrógeno atómico por una mol de U-235).

Calculando la sección transversal macroscópica (Σ) - para los neutrones que causan fisión y de los que son absorbidos sin fisión se tiene:

Σ_f = secc. trans. de captura con fisión.

Σ_f = Número de átomos de U-235 x secc. trans. de captura. La cantidad de $\frac{U-235}{cm^3}$ es:

$$\rho_{U-235} = \frac{6927.20 \text{ g}}{19792 \text{ cm}^3} = \frac{0.35 \text{ g de U-235}}{cm^3}$$

$$\frac{\text{Atomos de U-235}}{cm^3} = \frac{0.35 \text{ g}}{cm^3} \times \frac{1}{235} \times 6.02 \times 10^{23} = 0.008965 \times 10^{23}$$

$$\Sigma_{FU-235} = \frac{0.008965 \times 10^{23} \text{ átomos}}{cm^3} \times \frac{580 \times 10^{-24} \text{ cm}^2}{\text{átomo}} = 0.5199 \text{ cm}^{-1}$$

Σ_{abs} = Secc. Trans. de captura sin fisión.

$$\Sigma_{abs \text{ U-235}} = \frac{0.008965 \times 10^{23} \text{ átomos}}{cm^3} \times \frac{101 \times 10^{-24} \text{ cm}^2}{\text{átomo}} = 0.0954 \text{ cm}^{-1}$$

Para U-238:

$$\rho_{U-238} = \frac{\text{gramos de U-238}}{cm^3} = \frac{752.096 \text{ g}}{19792 \text{ cm}^3} = 0.038$$

$$\frac{\text{Atomos de U-238}}{cm^3} = \frac{0.038 \text{ g}}{cm^3} \times \frac{1}{238} \times 6.02 \times 10^{23} = 0.0009611 \times 10^{23}$$

$$\Sigma_{abs. \text{ U-238}} = \frac{0.0009611 \times 10^{23} \text{ átomos}}{cm^3} \times \frac{2.75 \times 10^{-24} \text{ cm}^2}{\text{átomo}} = 0.0002643 \text{ cm}^{-1}$$

Para el nitrógeno:

$$\frac{\text{Moles de nitrógeno atómico}}{\text{litro}} = 1,6638 \times 2 + 1 = 4.3276$$

$$\text{Moles de nitrógeno totales} = \frac{4.3276 \text{ mol de N}}{1} \times 19.792 \text{ l} = 85.6518$$

$$\text{gramos de N} = 85.6518 \text{ mol} \times \frac{14 \text{ g}}{\text{mol}} = 1199.1252$$

$$\frac{\text{gramos de N}}{\text{cm}^3} = \frac{1199.1252 \text{ g}}{19792 \text{ cm}^3} = 0.06058$$

$$\frac{\text{átomos de N}}{\text{cm}^3} = \frac{0.06058 \text{ g}}{\text{cm}^3} \times \frac{1}{14} \times 6.02 \times 10^{23} = 0.02605 \times 10^{23}$$

$$\Sigma_{\text{abs. N}} = \frac{0.02605 \times 10^{23} \text{ átomos}}{\text{cm}^3} \times \frac{1.9 \times 10^{-24} \text{ cm}^2}{\text{átomo}} = 0.00495 \text{ cm}^{-1}$$

Para el hidrógeno se tiene:

$$\text{moles de hidrógeno} = \frac{\text{una mol}}{\text{litro}} \times 19.792 \text{ l} = 19.792 \text{ mol}$$

$$\frac{\text{gramos de H}}{\text{cm}^3} = \frac{19792 \text{ g}}{19792 \text{ cm}^3} = 0.001$$

$$\frac{\text{átomos de H}}{\text{cm}^3} = \frac{0.001 \text{ g}}{\text{cm}^3} \times 6.02 \times 10^{23} = 0.00602 \times 10^{23}$$

$$\Sigma_{\text{abs. H}} = \frac{0.00602 \times 10^{23} \text{ átomos}}{\text{cm}^3} \times \frac{0.33 \times 10^{-24} \text{ cm}^2}{\text{átomo}} = 0.0001986 \text{ cm}^{-1}$$

Ahora, considerando ν = N° de neutrones promedio producidos por fisión de U-235
 = 2.43

η = N° de neutrones producidos por el U-235 por neutrón absorbido por el combustible.

f = factor de utilización térmica (número de neutrones absorbidos por el combustible entre el número total absorbido).

$$\Sigma_{\text{tot U-235}} = 0.51997 + 0.0954 = 0.61537 \text{ cm}^{-1}$$

$$\Sigma_{\text{total}} = 0.51997 + 0.0954 + 0.0002643 + 0.00495 + 0.0001986 = 0.62071 \text{ cm}^{-1}$$

$$\eta = \frac{\nu(\Sigma_{\text{fU-235}})}{\Sigma_{\text{total}}} = \frac{2.43 \times 0.51997}{0.62071} = 2.03561$$

El factor de utilización térmica es:

$$f = \frac{0.61537}{0.62071} = 0.99139$$

$$k = \eta f = 2.03561 \times 0.99139 = 2.018$$

Area de migración = L^2

$$L^2 = (1-f) L_0^2$$

$$L_0 = 0.8637 \text{ cm}^2$$

$$L^2 = (1-0.99139) (0.8637)^2 = (0.00861) (0.74597) = 0.006422 \text{ cm}^2$$

$$S = 32.4 \text{ cm}^2.$$

$$M^2 = L^2 + \epsilon = 0.006422 + 32.4 = 32.4064 \text{ cm}^2$$

Sustituyendo las dimensiones del cilindro en su laplaciana geométrica tenemos:

$$B^2 = \left(\frac{2.405}{R + S} \right)^2 + \left(\frac{\pi}{h + 2S} \right)^2$$

$$B^2 = \left(\frac{2.405}{12.5} \right)^2 + \left(\frac{3.1416}{68.0} \right)^2 = 0.3701 + 0.00213 = 0.03914$$

Así:

$$K_{ef} = \frac{2.018}{1 + 0.03914 \times 32.4064} = \frac{2.018}{2.2684} = 0.8896$$

Por lo tanto es subcrítico.

4.2 Factores que afectan a la criticalidad.- Existen muchos factores que afectan a la multiplicación de neutrones, fuga y absorción, determinando la criticalidad del sistema. Los factores son:

Isótopos.- El isótopo fisionable específico determina el número de neutrones producidos por la fisión y la relación entre la absorción con fisión y la absorción sin fisión.

Masa crítica.- Es la cantidad necesaria para hacer que el factor de multiplicación del reactor sea la unidad. La masa de un material fisionable determina el potencial de

fisión, cualquier masa menor que la masa crítica mínima -- será siempre subcrítica, por lo que ésta es usada como -- control primario de criticalidad en cualquier sistema.

Volumen crítico.- Es el volumen en el cual una cantidad de solución de material fisible toma un valor de ---- $K_{ef} = 1$ lográndose esto por la intervención de la geometría del contenedor y concentración de material en el mismo.

Geometría.- El tamaño y la forma del material fisiónable afecta a la fuga de neutrones, los cuales no se pueden fugar de un sistema de tamaño infinito. Los neutrones sólo pueden fugarse a través de una superficie y la fuga de éstos se incrementa cuando se incrementa la relación de superficie-volumen. Una esfera tiene la más pequeña relación superficie-volumen que cualquier otro cuerpo geométrico y de aquí que se tiene la fuga más pequeña para cualquier volumen dado, por lo consiguiente requiere la menor masa para lograr la criticalidad. Para mayor seguridad en la criticalidad, cualquier diseño deberá alejarse de la forma esférica y se recomiendan geometrías de paralelepípedos rectangulares, hexagonales y de forma triangular.

Moderación.- Para un isótopo fisiónable dado, la sección transversal para la fisión es función de la energía del neutrón y que generalmente se incrementa cuando -

decrece la energía de éste. De aquí que los sistemas -- bien moderados usualmente poseen una masa crítica más pequeña y son potencialmente menos peligrosos.

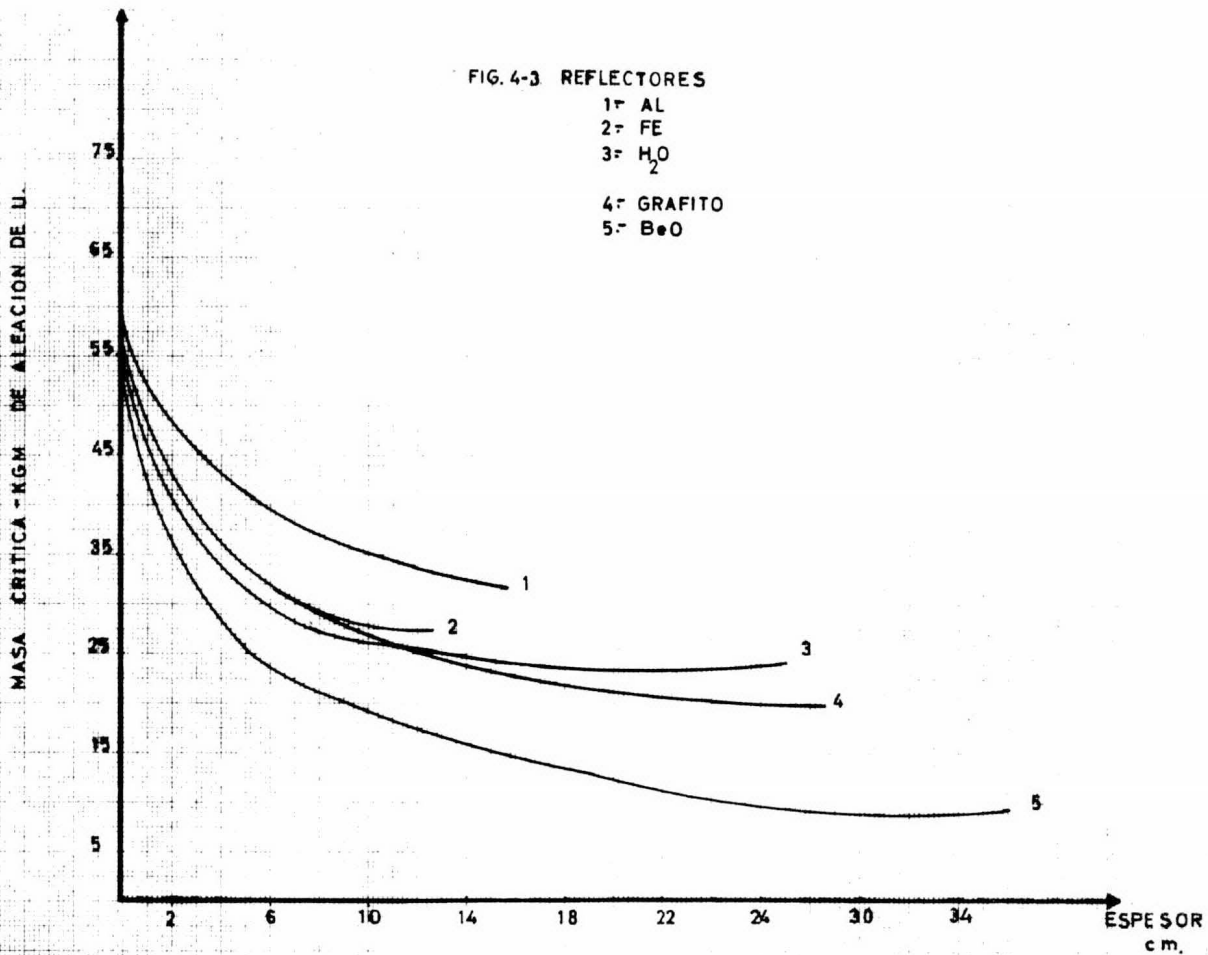
Reflección.- En sistemas donde la fuga de neutrones no es deseada, el escape de éstos puede protegerse mediante reflectores que permiten retornarlos al sistema evitando la interacción con sistemas adyacentes. Dentro de un reactor nuclear esto es deseable, mas no dentro de la planta de reprocesamiento. Los reflectores más importantes son el agua, el concreto, el acero, compuestos orgánicos y en ocasiones el cuerpo humano. Para la selección de un reflector se considera:

- 1) La naturaleza del material reflector.
- 2) El espesor del reflector.
- 3) El tamaño del núcleo reactivo.
- 4) La energía del neutrón
- 5) La distancia entre el reflector y la fuente de neutrones.

Los dos primeros de estos factores se ilustran en la figura 4-3 donde se probaron diferentes materiales sobre la masa crítica del U-235. El óxido de berilio (BeO) y berilio metálico son los reflectores más eficientes. El agua es el más importante ya que a un espesor de 5.08 cm -- mostró mejor reflexión que cualquier otro material del mismo espesor. Siendo esto una característica de materia-

FIG. 4-3 REFLECTORES

- 1- AL
- 2- FE
- 3- H₂O
- 4- GRAFITO
- 5- BeO



les hidrogenados.

Absorción.- La absorción de materiales tales como Cadmio y Boro hacen decrecer el número de neutrones que podrían causar fisión no deseada. El fenómeno de absorción se encuentra también en otras formas en diferentes partes del equipo. La absorción de neutrones con hidrógeno es la base para el manejo y control de soluciones, y para soluciones iónicas de nitratos o cloruros donde se tienen capturas o absorciones, como en sistemas de U-235 donde el U-238 actúa como absorbedor.

Homogeneidad.- Los sistemas homogéneos (mezcla de combustible + moderador) son los que presentan mayor criticidad, ya que tienen las dimensiones críticas más pequeñas. Sin embargo, los arreglos heterogéneos (combustible separado del moderador) presentan mayor seguridad debido al arreglo, espaciamiento y geometría permitiendo menor interacción entre los elementos del sistema.

Densidad de isótopo fisionable.- La dilución de átomos físi les con no físi les incrementan la masa crítica. La densidad propia del material, tal como la del hexafluoruro de uranio gaseoso y el nitrato de uranilo sólido pueden proporcionar un factor natural de control.

Materiales fértiles.- En un sistema rápido donde se involucran neutrones de alta energía y la presencia de material fértil como U-238 y Th-232 pueden incrementar la

multipliación de neutrones ya que estos núcleos pueden fisionarse con neutrones rápidos. En sistemas térmicos -- más comunes la presencia de material fértil decrece el número de neutrones térmicos presentes por la absorción sin fisión.

Interacción.- Cuando se tienen dos tanques separados, críticamente seguros, puede ser que cuando se aproximen constituyan un sistema crítico y la causa se debe a -- que existe una reducción neta de la fuga de neutrones en el sistema. Esto se debe a que algunos neutrones que se fugan de un tanque, son absorbidos y multiplicados por el material físil del otro tanque. Puesto que las plantas químicas tienen necesariamente más de un tanque, la interacción entre tanques y tuberías debe ser considerada en la distribución del equipo.

4.3 Control de criticalidad en equipo.- Siendo los parámetros primarios de control de criticalidad, la geometría, la concentración y la masa, éstos pueden combinarse entre sí para agotar grados de libertad y tener un sistema completamente definido en un rango de confiabilidad máxima.

Geometría.- Para el control de este parámetro, se han diseñado equipos que se alejan de la forma esférica, como -- se mencionó anteriormente, cilindros disolvedores en forma anular que permiten el incremento en el manejo de masa crí

tica para material altamente enriquecido (90% U-235) tal como se ilustra en la fig. 4.4.

El almacenamiento de los materiales disueltos estarán más seguros si son almacenados en tanques cilíndricos empacados con anillos Raschig de Boro-silicatos que presentan altas resistencias a las concentraciones de ácido nítrico y a la radiación. Las tuberías deben considerarse como pequeños contenedores, por lo que su distribución deberá hacerse de tal manera que se prevenga la interacción con otras partes del equipo.

Concentración.- El cambio en la concentración de un material físil en agua o hidrocarburo, altera la relación atómica de hidrógeno por átomo de isótopo fisionable. El grado de moderación y captura es afectada también por esta relación ya que a bajas concentraciones de hidrógeno por átomo físil, la masa crítica es grande, puesto que el moderador es pequeño y así también cuando se incrementa la concentración de hidrógeno la masa crítica decrece a un mínimo, pero a medida que un isótopo fisionable se diluye se alcanza una masa crítica infinita y ésta será por lo tanto la más segura. Combinando geometría, masa y concentración nos da como resultado el manejo de material físil sin peligro de fisión espontánea.

4.4 Comentario de un incidente por criticalidad.- - Este incidente se produjo en los laboratorios de la AEC de

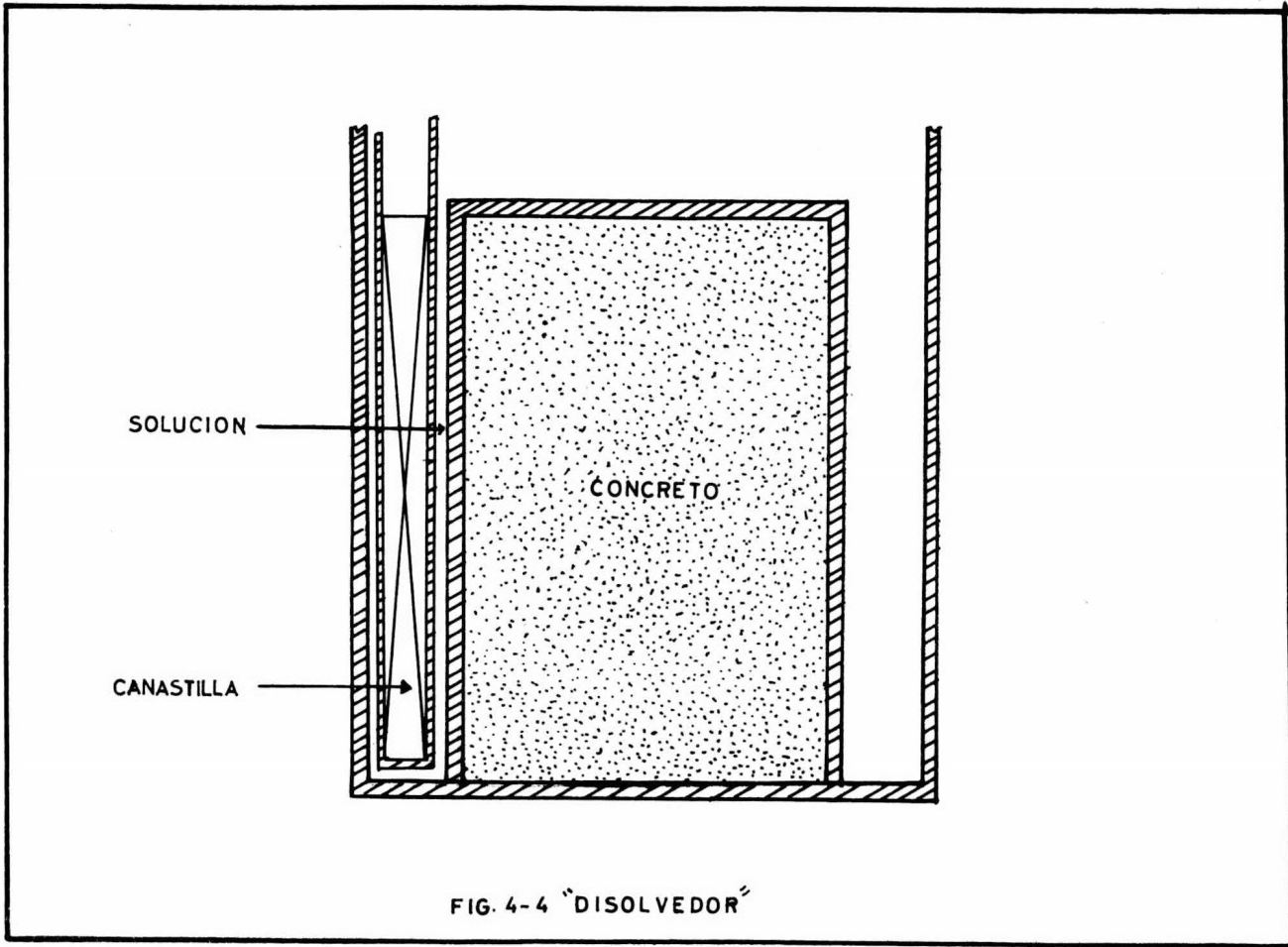


FIG. 4-4 "DISOLVEDOR"

Oak Ridge, Tennessee, el 16 de junio de 1958. Esto sucedió específicamente en el área Y-12 de la planta, dando como resultado la hospitalización de 8 empleados para su observación, ya que estuvieron expuestos a un exceso de radiación que sobrepasó los límites establecidos.

El reporte del comité de investigación describió las circunstancias que produjeron el accidente, reconstruyeron las condiciones de reactividad nuclear, el esbozo del proceso usado para determinar la exposición de los empleados afectados y revisar estos resultados.

La Comisión hizo un reporte que puede ser utilizado por el público en general, con la esperanza de que por medio de un análisis detallado, sea mínima la probabilidad de que ocurran accidentes similares.

El accidente ocurrió en un área de salvamento de la Y-12 y fue el resultado de la introducción inadvertida de una solución de uranio altamente enriquecido a un cilindro de 208.17 litros, produciéndose así el accidente.

C A P I T U L O Q U I N T O

DESECHOS RADIATIVOS

5.0 Generalidades.- Como se mencionó brevemente en capítulos anteriores, el manejo de desechos radiactivos es una parte importante y necesaria dentro del reprocesamiento del combustible nuclear. Los residuos de la industria nuclear a gran escala tienen fuertes restricciones debido a la naturaleza radiactiva de sus efluentes, ya que éstos no deberán descargarse sin un previo tratamiento que reduzca los niveles de actividad para que no presenten riesgo alguno al medio.

Este problema se resuelve en parte, aprovechando el decaimiento natural de los productos de fisión que se generan en el núcleo del reactor, los cuales se encuentran en las tres formas físicas: gases, sólidos y líquidos, que son tratados de acuerdo a su naturaleza química y a los niveles de actividad que presenten.

5.1 Desechos gaseosos.- Este tipo de desechos son el resultado de la disolución, destilación y evaporación,-

encontrándose constituidos por halógenos especialmente -- I-131 y I-129, gases nobles como el Kr-85 y Xe-133, así -- como tritio, nitrógeno y aire de ventilación. Su trata- miento se hace recolectándolos en una cúpula para ser fil- trados y restringir su actividad, o bien pueden tratarse con precipitadores electrostáticos, ciclones y absorbedo- res.

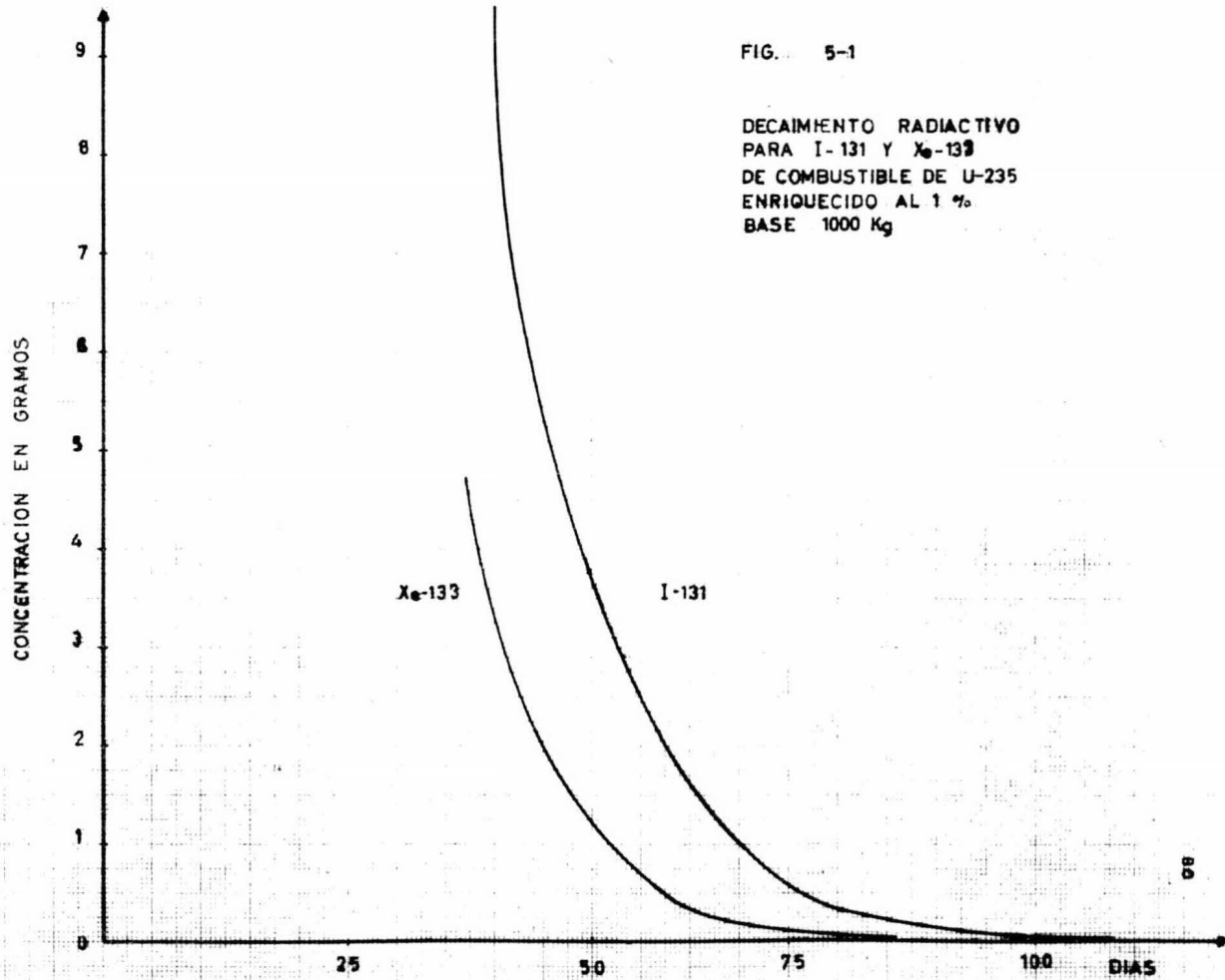
5.1.1 Iodo radiactivo.- Debido a que la vida me- dia del I-131 es corta (8.041 d) no representa un grave - problema después de un período de enfriamiento de 100 --- días, ya que a través de éste la actividad habrá disminu- do aproximadamente a 0.02% del valor original como se ilus- tra en la Fig. 5.1. Los gases residuales que contienen -- aún I-131 deberán ser tratados antes de ser descargados a la atmósfera. Aprovechando la propiedad que presenta el Iodo elemental de ser absorbido en diversos materiales, -- se han probado muchos métodos para la eliminación de éste de los efluentes gaseosos. El método más eficiente es el de la absorción en un lecho fluidizado de nitrato de plata como se describe a continuación. Fig. 5.2

El gas en este sistema es precalentado a una tempera- tura que no exceda a 195°C ya que a esta se ve favorecida la retención del Iodo en el reactor. El gas precalentado se alimenta al reactor, que consiste de una columna de acero



FIG. 5-1

DECAIMIENTO RADIOACTIVO
PARA I-131 Y Xe-133
DE COMBUSTIBLE DE U-235
ENRIQUECIDO AL 1 %
BASE 1000 Kg



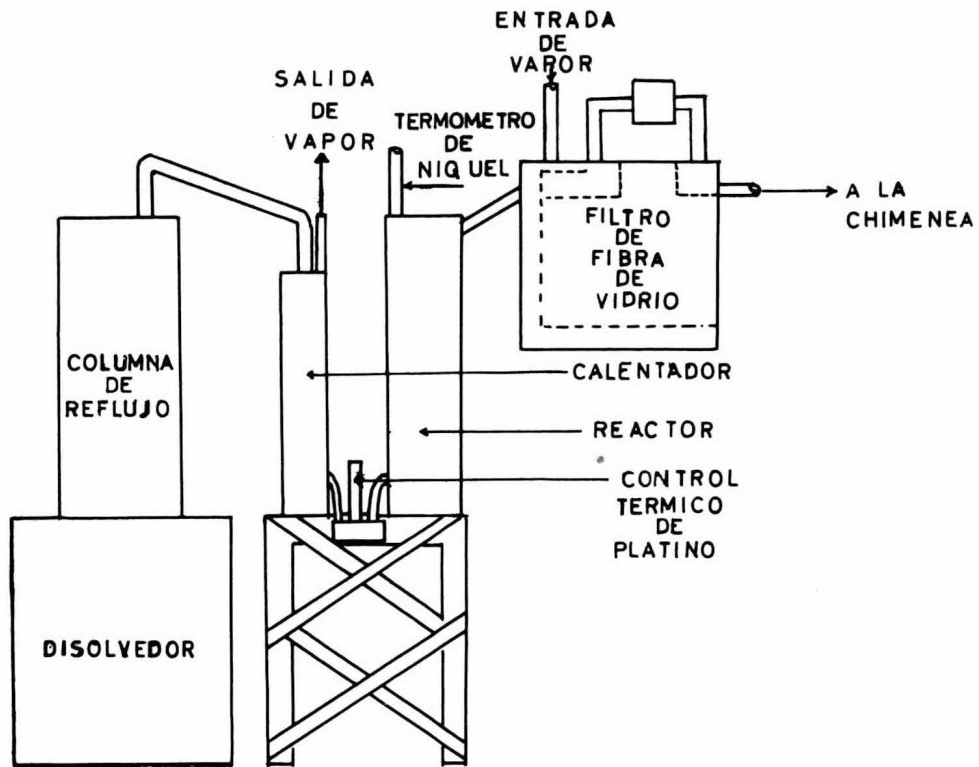


FIG. 5-2 DIAGRAMA ESQUEMATICO DE UN REACTOR DE PLATA CON 1 UNIDAD FILTRANTE.

inoxidable empacada con sillas Berl que han sido tratadas con una solución de nitrato de plata. La temperatura de precalentamiento se ve limitada por el punto de fusión -- del nitrato de plata (212°C), la cual puede ser disminuida por la formación de un punto eutéctico cuando se ha -- formado el Ioduro de Plata.

La eficiencia del reactor está limitada por la temperatura, la concentración de óxido de nitrógeno y la humedad, dependiendo además de la concentración de otros halógenos que compiten con la reacción. Estos reactores son regenerados por el tratamiento de su empaque para utili--zarlos nuevamente, permitiendo así minimizar el volumen -- de desechos sólidos.

5.1.2 Gases nobles.- De los gases nobles formados como productos de fisión y liberados en la disolución, los únicos que tienen una vida media significativa son el Kr-85 y el Xe-133. El período de enfriamiento permite que el decaimiento del Xe-133 (5.27 d) llegue a ser prácticamente despreciable sin presentar riesgo alguno al ser descargado a la atmósfera mediante altas chimeneas. El Kr-85 aunque presenta una vida media muy grande (10.27 años) es un dé--bil emisor beta (0.68 Mev), lo cual no constituye un ries--go al ser descargado al medio. Sin embargo debido a razones comerciales éste puede ser recuperado para ser ocupado

como radio-trazador, calibrador de espesores y en la fabricación de fuentes luminosas.

De acuerdo a la expansión de la potencia nuclear en el futuro, los excedentes de estos gases pueden ser absorbidos en carbón activado y almacenados para permitir el decaimiento de la actividad y posteriormente ser descargados por elusión con un gas inerte.

5.2 Desechos sólidos.- Los desechos sólidos que se obtienen en una planta de reprocesamiento, pueden ser un resultado directo del proceso o producidos indirectamente como un resultado de la operación. Los primeros son producto del desenvainado y aleaciones de las barras de combustible al ser tratados por medios mecánicos o bien ser productos de fisión insolubles. Los últimos incluyen una amplia variedad de accesorios que han sido contaminados al contacto con material radiactivo, en los cuales es impracticable una descontaminación por razones económicas. En este tipo de desechos se incluyen tuberías, platos de metal, vidrio, equipo de laboratorio, guantes, ropa, concreto, etc.

5.2.1 Clasificación de la actividad de desechos sólidos.- Los desechos producidos directa o indirectamente pueden presentar una insignificante o muy alta actividad,-

dependiendo de las áreas de la planta de donde provienen. Estos materiales pueden presentar actividad alfa, beta y gamma. Los desechos alfa emisores son considerados de alta actividad si la emisión de esta partícula es mayor de 0.1 Mcurie/cm^2 . El criterio para clasificar beta y gamma emisores está basado en la absorción, si se excede de 0.75 rad/h , el material es de alta actividad. Esta clasificación es importante ya que nos permite seleccionar el tipo de blindaje y depósito adecuado. Referencia ver Long.

5.2.2 Reducción de volumen de desechos sólidos de baja actividad.- La reducción de volumen de estos desechos se puede llevar a cabo de dos formas: prensado e incineración. El prensado nos permite una reducción de volumen para su fácil manejo y ser almacenado en depósitos finales. La incineración permite una reducción de volumen mucho menor que la operación de prensado pero es un proceso más complicado. Este proceso requiere de una selección previa de los materiales combustibles y los no combustibles lo que ocasiona mayores costos de operación.

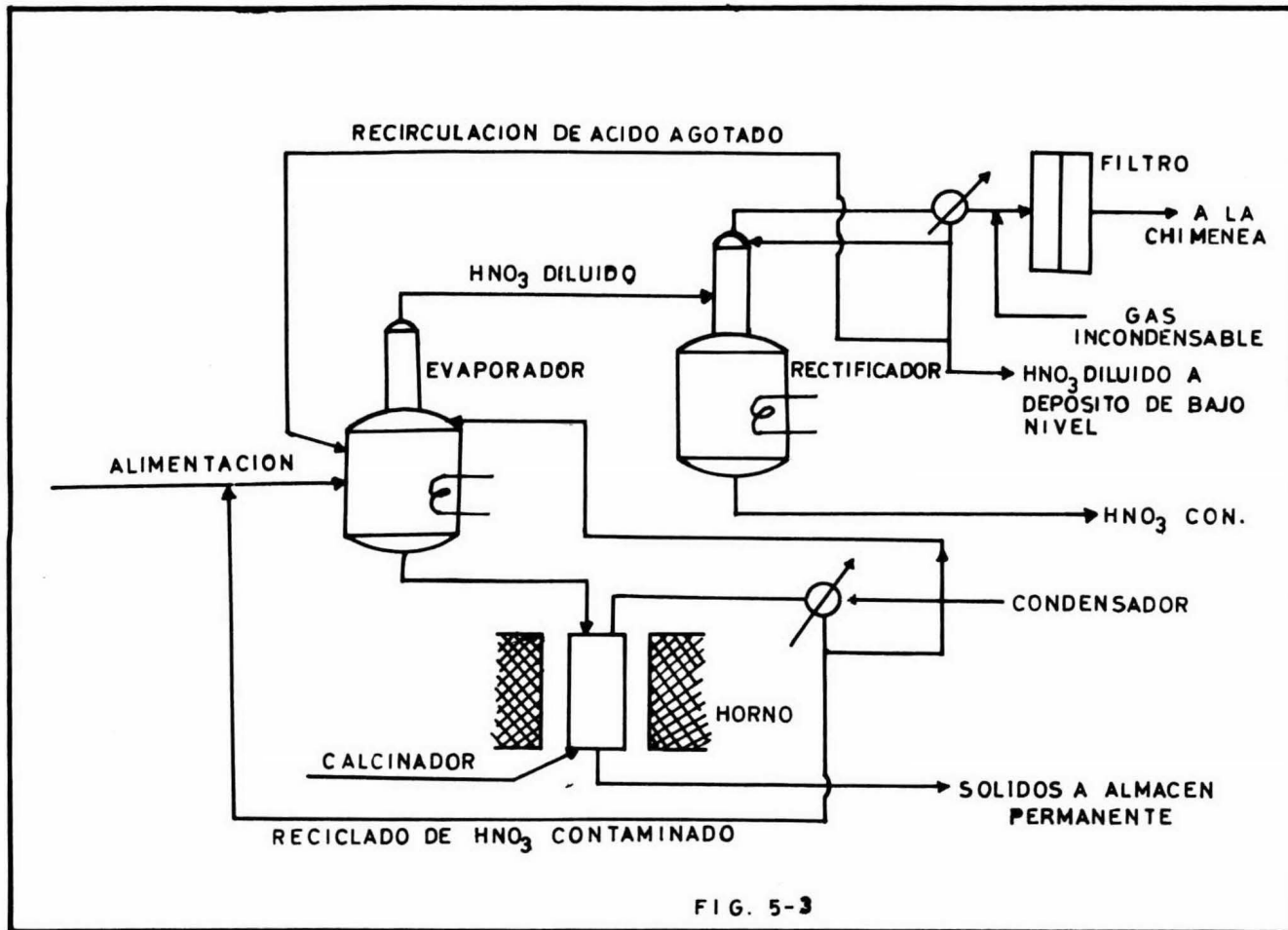
Los materiales combustibles son llevados a un equipo de incineración (Fig. 5.3), en éste una vez efectuada la combustión de los materiales, los gases desprendidos son pasados a través de filtros para retener posibles partículas que acompañan al flujo gaseoso y así poder ser descar-

gados a la atmósfera por medio de chimeneas sin presentar peligro alguno. Las cenizas de la combustión se reciben en un recipiente con agua para evitar su dispersión. La suspensión formada es concentrada por evaporación formando una torta que puede ser almacenada para siempre. Este equipo debe presentar una alta resistencia a la corrosión por los gases producidos como son los gases de nitrógeno y cloruro de hidrógeno que es producido por materiales de PVC.

5.2.3 Depósitos en el campo.- Los desechos sólidos de baja actividad son envasados y sellados para ser sepultados en zonas donde no existen corrientes subterráneas y evitar que la actividad sea removida causando un accidente no deseado.

5.2.4 Depósitos en subterráneos.- Este tipo de depósito es usado para materiales sólidos de alta actividad beta y gamma. Para la protección de estos desechos los depósitos se construyen en subterráneos protegidos con construcciones de concreto para evitar la contaminación de corrientes de agua y permitir el decaimiento de la actividad sin riesgo alguno.

5.2.5 Descarga en el mar.- Aunque este tipo de depó



sito no es recomendable por la creciente contaminación de los océanos, anteriormente los desechos sólidos que alcanzaron una actividad media por los métodos mencionados antes que éste, podían ser almacenados en el fondo del océano para su decaimiento total. Sin embargo, para el depósito de estos materiales, es necesario hacer un estudio oceanográfico y geológico para la protección de la fauna y flora marinas. Las zonas que se escogen deberán presentar una profundidad mínima de 2 km. y además estar exentas de corrientes submarinas para evitar el arrastre de los contenedores. Los desechos son depositados en contenedores de concreto perfectamente sellados y cualquier posible fuga de actividad es diluída ampliamente por los grandes volúmenes de agua que los rodean.

5.3 Desechos líquidos.- Debido a que el proceso químico empleado para la separación de productos de fisión y de materiales útiles es el de extracción por solventes, los efluentes resultantes son grandes volúmenes de desechos líquidos. Estos estarán caracterizados por el contenido de actividad específica, resultando por lo consiguiente desechos líquidos de alta actividad, de actividad media y de baja actividad.

5.3.1 Efluentes de alta actividad.- Los efluentes de alta actividad son aquéllos que resultan de las prime-

ras etapas del proceso de extracción. La actividad presente en estas soluciones es tan alta que impide su descarga directa al medio. La gran actividad de estos licores se debe a la presencia de beta y gamma emisores, fundamentalmente Sr-90 y Cs-137 que son los productos de fisión de mayor vida media. La vida media de los demás -- productos de fisión son insignificantes comparadas con -- las del Sr-90 y Cs-137, por lo cual es conveniente separar éstos y permitir el decaimiento de los demás con el almacenamiento para que después sean descargados al mar o al campo. Los efluentes líquidos de alta actividad pueden ser almacenados en tanques de acero inoxidable que -- son acondicionados con refrigerantes y condensadores, permitiendo remover el calor y recircular los vapores generados por el decaimiento de los productos de fisión. (Fig. 5.4)

5.3.2 Concentración.- Los grandes volúmenes de desechos líquidos de alta actividad se pueden reducir por evaporación. Esta evaporación puede ser directa por aplicación externa de calor o por una auto-evaporación aprovechando la energía de los productos de fisión. De los vapores resultantes se puede recuperar el ácido nítrico para hacer el proceso más económico. Los concentrados obtenidos son neutralizados con formaldehído o con sosa cáustica para tener un sólido que pueda ser manejado fácilmente a -

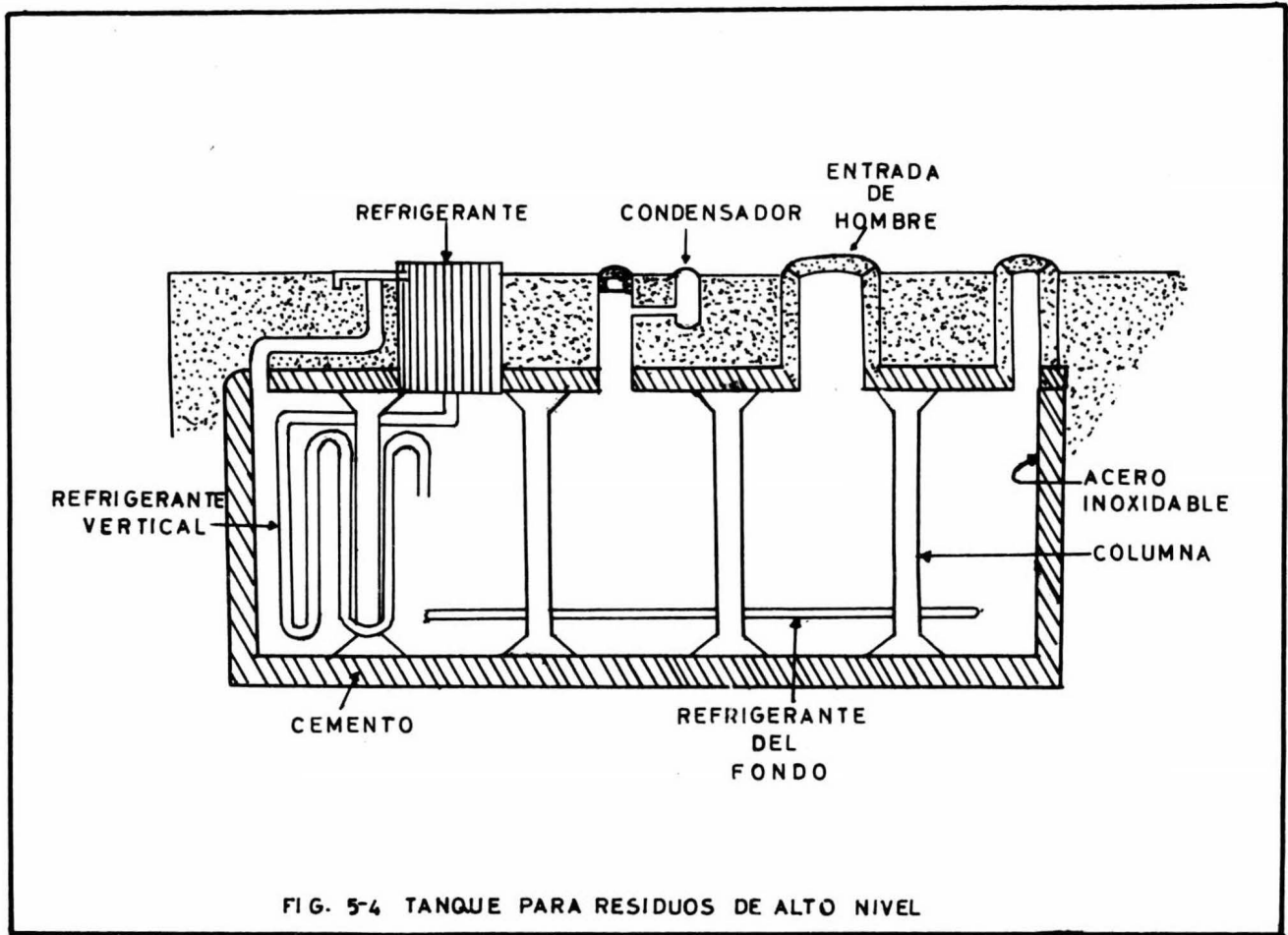


FIG. 5-4 TANQUE PARA RESIDUOS DE ALTO NIVEL

su almacenamiento final.

5.3.3 Recuperación de productos de fisión de efluentes líquidos de alta actividad.- Ciertos productos de fisión al encontrarse en estado puro tienen un alto valor comercial para la industria, investigación y en medicina. Para este propósito las primeras separaciones de estos isótopos, se hicieron con técnicas de precipitación e intercambio iónico y en la actualidad se están desarrollando técnicas de extracción por solventes.

5.3.4 Técnicas de precipitación.- Las técnicas de precipitación involucran una evaporación y una neutralización de los concentrados con amoníaco gaseoso, hasta un pH de 2 o 3 llevándose a cabo con agitación vigorosa. En este primer paso precipitan óxidos de hierro que llevan consigo el 90% del Rutenio. La solución es filtrada y los licores son neutralizados por la adición de más amoníaco gaseoso para que precipiten hidróxidos de tierras raras como el Ce-144. Un segundo filtrado es tratado con carbonato de sodio para hacer que precipiten las tierras alcalinas, en particular Sr-90. Los residuos en solución se acidulan y se calientan a una temperatura de 80-90°C, adicionando alumbre de amonio, la solución es enfriada para precipitar cristales de alumbre de cesio y amonio. Por medio de una cristalización fraccionada se logra una gran pu

reza radioquímica de Cs-137.

5.3.5 Técnicas de intercambio iónico.- Para usar el intercambio iónico es necesario precipitar las sales que se encuentran en exceso en la solución acuosa, evitando así que las resinas de intercambio se saturen prematuramente. Las resinas de intercambio iónico pueden ser aniónicas o catiónicas, y pueden estar dispuestas en columnas empacadas para llevar a cabo el contacto y extraer productos de fisión específicos como son el Sr y Cs. Los efluentes resultantes son desechos líquidos con actividad despreciable lo que permite descargarse sin problemas subsiguientes.

5.3.6 Técnicas de extracción por solventes.- Como los efluentes de los procesos acuosos son altamente ácidos y los coeficientes de distribución para el Sr-90 son pequeños a estas concentraciones es necesario elevar el pH a un valor de 4.5-6 ya que a éste el coeficiente de distribución es óptimo. Para prevenir la extracción de hierro por el solvente, éste es complejado por la adición de tartaratos o citratos. Esta solución se pone en contacto con TBP al 100% para hacer la separación de Sr-90 de las tierras raras y alcalinas. Para la separación del Cs-137 la solución se ajusta a un pH de 12, siguiendo el mismo procedimiento usado para la separación de Sr-90. La solu-

ción se pone en contacto con 4-sec-butil-2-(~~o~~-metilben-
cil)fenol que es usado como solvente extractante. De es-
ta manera el Cs-137 se recupera casi en su totalidad.

5.4 Efluentes de actividad media.- Esta categoría de licores surgen en las últimas etapas de extracción por solventes, de las plantas de separación y lavado, de licores residuales donde hayan sido separados isótopos de vida media muy larga, siendo los volúmenes de estos efluentes - mucho mayores que los de alta actividad. Al igual que los de alta actividad éstos no pueden ser descargados sin un - tratamiento previo, los métodos usados son técnicas de pre cipitación e intercambio iónico dependiendo del contenido de sales. Un método adicional para este tipo de desechos es la descarga en terrenos que permitan el intercambio iónico natural, en zonas donde la precipitación pluvial sea mínima, para que la penetración no llegue a posibles co--- rrientes subterráneas.

5.5 Efluentes de baja actividad.- Estos desechos no representan grave peligro ya que provienen de los métodos - indirectos de la planta o bien son el resultado del trata-- miento de fluentes de actividad media. Estos desechos pue den monitorearse para tener un control de la actividad an-- tes de ser descargados al depósito final, como son los ríos o el mar.

C A P I T U L O S E X T O

CRITERIOS PARA EL DISEÑO DE UNA PLANTA PILOTO DE RE-
PROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLES NUCLEARES

6.1 Introducción.- Para el diseño de una planta radioquímica en la que se reprocesarán combustibles nucleares gastados, se tendrán que tomar en cuenta tres factores importantes:

- 1) Localización de la planta
- 2) Seguridad a la radiación
- 3) Control en la criticalidad.

En el primer factor se toman en consideración varios - criterios como: la fuente de materia prima, propiedades del terreno, disponibilidad de mano de obra y servicios auxiliares. El segundo factor se solucionará con el confinamiento adecuado de las áreas donde se manejan soluciones de altos niveles de actividad. En el tercero bastará hacer un estudio minucioso de las cantidades de material ffsil que - se manejan en el proceso, de la geometría de los contenedores e interacción de los mismos.

En este capítulo se propone la distribución de equipo y el diagrama de flujo del primer ciclo de descontaminación del proceso Purex, el balance de materia y actividad, así como criticalidad individual.

6.2 Localización del sitio.- En vista de que la materia prima para una planta de reprocesamiento, son los combustibles irradiados o quemados, la localización de ésta deberá hacerse en las cercanías de los reactores nucleares para minimizar el costo del transporte de los mismos. El sitio donde la planta de reprocesamiento sea construída, deberá disponer de suministro de agua, de una gran cantidad de terreno, potencia eléctrica, vías de comunicación y disponibilidad de mano de obra. Además de lo mencionado anteriormente, los sitios deberán presentar una alta resistencia del suelo para soportar el peso del blindaje de la planta, tener una alta absorción y si es posible que permita el intercambio iónico natural, y la pendiente del terreno debe ser tal que permita drenar fácilmente la precipitación pluvial para prevenir inundaciones.

6.3 Localización de la planta con respecto a la población.- Uno de los factores más importantes en el diseño de una planta radioquímica es la seguridad contra accidentes debido a la exposición del público a la radiación.

Para prevenir este tipo de accidentes, se dotará de un --
área exclusiva alrededor de la planta, así como un buen -
confinamiento de los contaminantes del proceso.

6.4 Confinamiento.- Para prever la liberación de -
contaminantes radiactivos de la planta al medio, se hace
un diseño cuidadoso de los sistemas de confinamiento que
generalmente se clasifican en:

1) Confinamiento primario, está delimitado por la pa
red de una celda o cuarto, diseñado para resistir cual---
quier accidente posible, debido a que este tipo de confi-
namiento se hace donde los niveles de actividad son los -
más altos de la planta, y poder evitar la liberación de -
gases radiactivos y aerosoles a regiones de confinamiento
secundario.

2) Confinamiento secundario, se diseña para restring
gir la radiactividad que se descarga al medio. En dicho
confinamiento, el material contaminado es tratado con fill
tros para gas y sistemas de ventilación, para que la fuga
o escape de estos gases no se haga por otros medios a ---
ciertos lugares de la planta.

6.5 Blindaje.- El diseño para el blindaje de una -
planta es importante desde el punto de vista de los deta-
lles de construcción, para lograr una adecuada atenuación

de la radiación penetrante. Entre los materiales de construcción se recomiendan concretos de alta densidad, mezclados con materiales hidrogenados para minimizar la exposición a los neutrones y así evitar accidentes por criticalidad.

6.6 Criticalidad.- Los criterios para la prevención de criticalidad son el punto clave sobre lo que es el diseño de una planta radioquímica. Aunque en una planta bien confinada y blindada cualquier accidente por criticalidad que llegase a suceder será de consecuencias lamentables.

6.7 Diseño por control de inventario.- Se debe hacer un inventario cuidadoso de todos los materiales físicos y fértiles, en cada una de las etapas del proceso de la planta. Esto es necesario no solamente para cumplir los requerimientos de licenciamiento y salvaguardas, sino también como control de la criticalidad en la operación de la planta. En seguida se dan las bases de diseño para una planta piloto que reprocesará 8,400 g/día de U-235 y cuyo período de decaimiento fue de 100 días.

6.8 Distribución del equipo para el primer ciclo de descontaminación del proceso Purex.- En vista de que el proceso Purex ha probado ser el más eficiente para el procesamiento de combustibles nucleares irradiados, éste -

ha sido seleccionado como base de este diseño. La distri
bución del equipo consta de un mínimo de 23 unidades y se
ilustra en la figura o-1, y la finalidad de cada unidad -
es la siguiente:

Unidades 1, 2, 3 y 4: columnas empacadas para llevar
a cabo la separación de uranio, plutonio y productos de fi
sión por extracción con TBP.

Unidades 5 y 6: disolvedores.

Unidades 7 y 8: tanques para recoger el refinado, con
teniendo la corriente de productos de fisión una vez sepa
rados del uranio y del plutonio, procedente de la primera
columna de extracción.

Unidad 9: tanque para recibir la corriente que contie
ne al plutonio una vez separado del uranio, procedente de
la columna de separación.

Unidad 10: tanque para recoger y almacenar la corrien
te orgánica, TBP diluído con queroseno.

Unidad 11: tanque para recoger la solución ácida para
el lavado del TBP, procedente de la columna de lavado.

Unidad 12: tanque para recoger la solución alcalina -
empleada para el lavado del TBP, procedente de la columna
de lavado.

Unidades 13 y 14: tanques para recoger la corriente que
contiene al uranio, una vez separado del plutonio y de los
productos de fisión procedente de la columna de agotamiento.

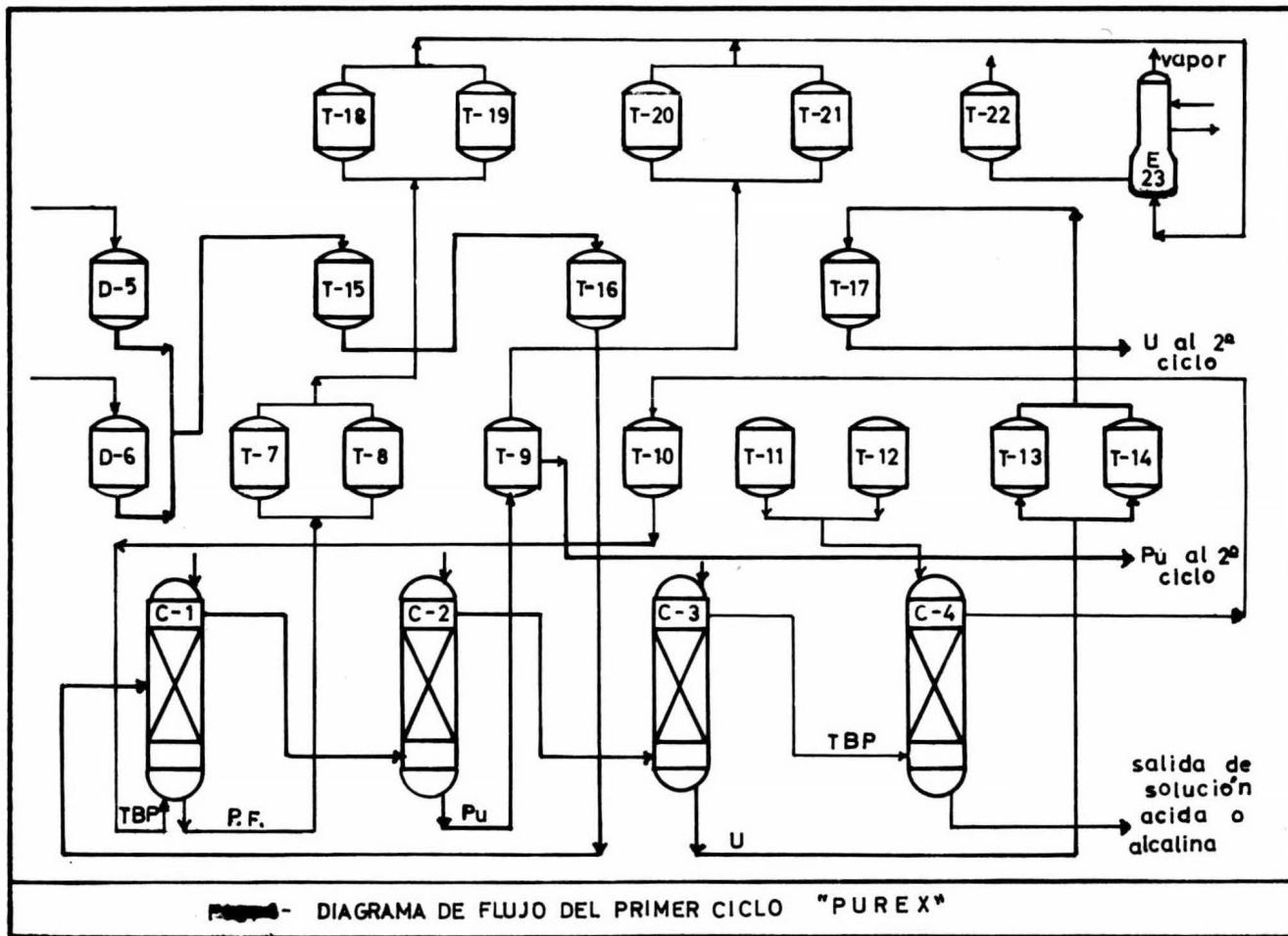


Diagrama de flujo del primer ciclo "PURE X"

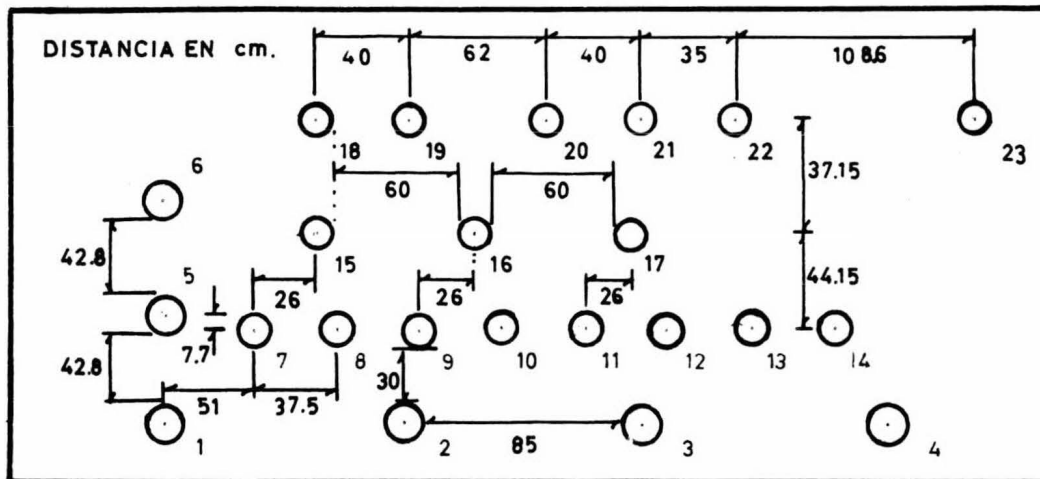


FIG. 6-1 DISTRIBUCION DE EQUIPO PROCESO PUREX

Unidad 15: tanque para ajustar la concentración y la acidez de las soluciones que contienen uranio y productos de fisión antes de ser alimentadas a la columna de extracción.

Unidad 16: tanque para almacenamiento de las soluciones que contienen uranio, plutonio y productos de fisión, desde donde son alimentadas a la columna de extracción.

Unidad 17: tanque para almacenamiento de las soluciones que contienen el uranio ya separado del plutonio y de los productos de fisión, procedentes de los tanques 13 y 14.

Unidades 18 y 19: tanques para almacenamiento de la corriente de alta actividad de productos de fisión, desde donde son enviados a un tanque enterrado para su almacenamiento definitivo.

Unidades 20 y 21: tanque para almacenamiento de la corriente de residuos de media actividad, desde donde son enviados a un tanque enterrado para su posterior tratamiento.

Unidad 22: tanque para recoger el condensado procedente de la unidad 23, desde donde es enviado a dos tanques enterrados para recoger residuos de baja actividad, para su posterior tratamiento.

Unidad 23: evaporador para concentrar todo tipo de soluciones a excepción de las orgánicas, que puedan proceder

de las distintas unidades del equipo.

Las unidades anteriores son críticamente seguras en forma individual, por lo que han sido distribuidas y separadas para evitar la criticalidad en conjunto, de acuerdo a los datos experimentales reportados por H.K.Clark, Symposium on criticality control of fissile materials. Stockholm 1-5 Noviembre de 1965. I.A.E.A., Viena 1966. Tablas XI, XIII y XIV páginas 98, 99, 100.

6.9 Capacidad del equipo.- El cálculo de la capacidad de cada equipo se hizo en base a 24 horas de operación en forma continua y utilizando la referencia antes mencionada, con la excepción de las columnas de extracción, separación, agotamiento y lavado, los resultados obtenidos para los demás equipos de forma cilíndrica se reportan en la tabla I.

6.10 Balance de materia y actividad.- Es necesario hacer un balance de materia y actividad para conocer la -- cantidad de material físil que se maneja en las corrientes así como el nivel de actividad para conocer los factores -- de descontaminación logrados en los productos.

El análisis de una muestra que se tome de los disolvedores deberá reportar la composición y actividad que se -- muestra en la tabla II y que se toma como base de alimenta

ción para la primera columna. Esta alimentación se hace con un flujo de 1.4 l/h a contracorriente con un flujo de 4.5 l/h de TBP al 30%, adicionando en la parte superior ácido nítrico 0.5 M con algún oxidante como nitrito sódico con un flujo de 0.70 l/h.

En la parte inferior se reciben los productos de fisión cuya composición se reporta en la salida de la primera columna. El efluente de TBP que lleva consigo el material útil, deberá haber alcanzado un alto grado de descontaminación. La corriente anterior se alimenta a una segunda columna (separación), donde por medio de una reacción de reducción con sulfamato ferroso diluido en una solución ácida de 0.2 M, se extrae nuevamente el plutonio a la fase acuosa efectuándose así su separación. Si el flujo de la solución nítrica y sulfamato ferroso es de 0.72 l/h, la composición del efluente de la fase pesada debe ser como se reporta a la salida de esta columna.

La corriente orgánica que sale de la columna de separación lleva consigo la mayor cantidad de uranio y se pasa a una tercera columna (agotamiento), donde bajas concentraciones de agente salino (HNO_3 0.01 M) propician la transferencia del uranio a la fase acuosa. La alimentación de este flujo es de 11.0 l/h. La composición del efluente de la parte inferior de la columna será una solución de nitrato de uranilo, que dependiendo de su grado de desconta-

minación obtenido en este primer ciclo se pasará a un segundo y tercer ciclos para su purificación. El efluente de TBP resultante del primer ciclo tiene la composición que se reporta en la tabla III. Este TBP es enviado a una cuarta columna (lavado) para ponerlo en condiciones de ser usado nuevamente.

T A B L A I

Unidades	Altura cm	Diámetro cm	Volumen litros	
			Requerido	Calculado
5 y 6	108.7	15.24	33.60	19.818
7 y 8	150.0	15.24	50.40	27.362
9	108.7	15.24	16.80	19.828
10	150.0	30.48	108.00	109.448
11	150.0	30.48	108.00	109.448
12	150.0	30.48	108.00	109.448
13 y 14	137.2	24.10	108.00	62.586
15	108.7	15.24	-----	19.818
16	108.7	15.24	-----	19.818
17	274.40	24.10	88.00	125.170
18 y 19	150.0	15.24	50.40	27.362
20 y 21	108.70	15.24	16.80	19.828
22	108.70	15.24	16.80	19.828

T A B L A I I

	Primera columna		Segunda Columna		Tercera columna	
	Entrada	Salida	Entrada	Salida	Entrada	Salida
Flujo fase acuosa l/h	1.40	2.10	----	0.70	----	11.00
Flujo fase orgánica l/h	----	----	4.60	----	4.50	----
Acido nítrico en mol	3.0	2.114	0.1	0.20	0.01	0.01
Uranio en g/l	250	1.0	75.63	0.10	72.295	28.775
Plutonio mg/l	75.0	1.0	22.36	143.723	0.1	0.192
Zirconio/Niobio en mC/l	1200	786	2 - 10	26.752	2.0	0.738
Rutenio en mC/l	280	185	0.4	1.664	0.15	-----
Cerio en mC/l	1100	732	0.2	1.314	----	----
Cesio en mC/l	2.75	183	----	-----	----	----
Zirconio en mC/l	550	353	2 - 10	-----	----	----
Gross γ en cpm/ml	15×10^7	9.96×10^7	1.7×10^5	3.457×10^5	1.2×10^5	8.08×10^8

T A B L A III

TBP	Aprox. 30%
Acido nítrico	0.1 M
Uranio	Aprox. 2 g/l
Plutonio	Aprox. 0.03 mg/l
Zirconio/Niobio	Aprox. 0.2 mC/l
Rutenio	Aprox. 0.153 mC/l

B I B L I O G R A F I A

- 1.- Uranium ore processing, John W. Clegg and Dennis D. Foley, Addison-Wesley Publishing Co. Inc. 1958.
- 2.- Materials for nuclear reactors, Kopelman, Bernard Ed. McGraw-Hill, 1959.
- 3.- Physical Metallurgy of uranium, A.W. Holden Addison-Wesley Publishing Co. Inc. 1958.
- 4.- Uranium Metallurgy, W.D. Wilkinson, vol. I Interscience Publishers, 1962.
- 5.- Introduction to nuclear engineering, Richard Stephenson, Ph. D., McGraw-Hill book Co. Inc. 2a. Ed. 1958.
- 6.- Reactor Handbook, 2a. Ed. C.R. Tipton Jr. Vol. I 1960
- 7.- Principles of nuclear Reactor Engineering, Samuel Glasstone, D. Van Nostrand Co. Inc. 1a. ed. 1955.
- 8.- Ingeniería de Reactores Nucleares, Samuel Glasstone Reverté, México 1966.
- 9.- Liquid Extraction, Robert E. Treybal McGraw-Hill Book Co. Inc. 1a. ed. 1951.

- 10.- Absorption and Extraction, Thomas K. Sherwood and Robert L. Pigford. McGraw-Hill Book Co. Ind. 2a. Ed. 1952.
- 11.- Materiales Nucleares, M. López Rodríguez y F. Pascual M. Servicio de Publicaciones de la J.E.N. Vol. I, Madrid 1971.
- 12.- Elementos de Ingeniería Nuclear, Glenn Murphy, CECSA 1962.
- 13.- Nuclear Chemical Engineering, Manson Benedict and Thomas H. Pigford, McGraw-Hill Book Co. Inc. 1957.
- 14.- Nuclear Science and Technology, Chemical Processing of Reactor Fuels. Vol. I. John F. Flagg, Academic Press, 1961.
- 15.- Engineering for Nuclear Fuel Reprocessing, Justin T. Long. Gordon and Breach Science Publishers Inc. New York 1967.
- 16.- AEC Gaseous Diffusion Plant Operations ORO-658, February 1968.
- 17.- Analytical Chemistry, Vol. 26, N°8, August 1954.
- 18.- Trabajo presentado por Rubén F. Ortega, en la XI Comisión Nacional del IMIQ de Oct. 20-23 de 1971 en México, D.F.
- 19.- Dynamic Characteristics of a Pulsed Chemical Extraction Column Glenn R. Taylor. HW-69506, 1961.

- 20.- Chemical Engineering Progress. 50, 403, (1951).
- 21.- Industrial Chemical Engineering. 46, 34-39, January 1954.
- 22.- Nuclear Fuel Reprocessing, J.P. Duckworth
Trabajo presentado en julio 25, 1972 en Massachusetts, Institute of Technology.
- 23.- Estudio Conceptual de una Planta Piloto de Reprocesamiento en México. Organizado por el INEN y ANS por: Ferdy Kaufmann, Federico P. Gutiérrez, Juan Jiménez D., Marco Antonio Gutiérrez S., Gabriel Angel Salinas Rosales. 28 Sept. - 1° Oct. de 1975.
- 24.- Accidental Radiation Excursion at the Y-12 Plant. Union Carbide Nuclear Co. Oak Ridge Tennessee. Y-1234, June 16, 1958.
- 25.- Chemical Engineering Plant Design, Frank C. Vilbrandt and Charles E. Drydan. McGraw-Hill Book Co. Inc. Fourth ed. 1956.
- 26.- Gat-189 Physics. Critical Geometries for Bare Cylinders, J.A. Pond. Goodyear Atomic Corporation, July 20, 1956.
- 27.- Estudio de criticalidad de una planta piloto para el tratamiento de combustibles irradiados, G. Pereira Sánchez y A. Uriarte Hueda JEN, Madrid, España.

- 28.- Symposium on Criticality of Fissile Materials.
Stockholm 1-5 Nov. 1965, IAEA Viena, 1966.
- 29.- Handbook of Nuclear Safety, H.K. Clark
The critical Physics Division, January 1961.
- 30.- Nucleonics Week, Vol. 17, N° 39, Sept. 23, 1976.

C O N C L U S I O N E S

- 1) Puesto que el combustible de reactores de potencia mo
derados con agua ligera posee un cierto grado de enri
quecimiento y el quemado de este combustible es bajo,
la cantidad de combustible que queda junto con las ce
nizas nucleares es alto por lo que aún contiene una -
gran riqueza energética, que sólo puede ser recupera-
da para utilizarse nuevamente mediante el reprocesa-
miento.
- 2) Los reactores de agua ligera, además de la generación
de potencia tienen la ventaja de generar un nuevo ele
mento físil, el plutonio. Este elemento físil se --
utiliza en reactores rápidos como combustible o bien
combinado con uranio en los denominados combustibles
mixtos. Por lo tanto la utilización de este combus-
tible adicional, sólo se podría efectuar por medio --
del reprocesamiento.
- 3) Sin embargo, la construcción de una planta de reproce
samiento en nuestro país, estaría sujeta a restricció
nes de licenciamiento y transferencia de tecnología -

por parte de otros países. Esto se debe principalmente a los acuerdos de no proliferación de armas nucleares firmados por algunos países, para evitar el uso de esta tecnología con otros fines.

- 3a) Por lo anterior, se hace necesario esperar una nueva legislación internacional que controle la utilización del plutonio como energético y facilite la transferencia de esta tecnología.
- 4) Las elevadas cantidades de combustibles irradiados generadas por la industria nucleoelectrica, hacen que su almacenamiento presente serios inconvenientes debido a la naturaleza radiactiva y espacio que ocupa. En México, de acuerdo a su programa nucleoelectrico para el año de 1987, los reactores instalados generarán ya del orden de 300 toneladas anuales (23), siendo este un factor importante que se debe tomar en cuenta para planear su posible reprocesamiento.
- 5) En esta tesis se han estudiado los problemas que implica la construcción y la operación de una planta de reprocesamiento que deberán ser consideradas antes de decidir la construcción de una planta piloto o prototipo. Igualmente, se han tratado en cierto detalle algunos problemas de su diseño.
- 6) Ya que la instalación de una planta con capacidad para

reprocesar 300 toneladas anuales tiene un costo aproximado de 600 millones de dólares (30), se ha propuesto la instalación de una planta multinacional de reprocesamiento en América mediante la asociación de países interesados en reprocesar sus combustibles, para abatir el alto costo que un solo país haría. Esto representaría una alternativa.

- 7) La otra alternativa, sería que México pensara instalar una planta de reprocesamiento de combustible nuclear, con lo cual se lograría cierta independencia en la recuperación de estos materiales. Pero el alto costo -- que esto implicaría nos hace recomendar que deberá hacerse un estudio económico muy completo para determinar de una manera precisa la amortización de la inversión.

I N D I C E

	Páginas
INTRODUCCION.. -----	1
CAPITULO I	
CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR-----	4
1.1 EXPLORACION DE URANIO-----	6
1.2 EXPLOTACION DE URANIO-----	6
1.3 BENEFICIO -----	7
1.4 CONVERSION -----	7
1.5 ENRIQUECIMIENTO -----	8
1.6 FABRICACION -----	9
1.7 FISION EN EL REACTOR -----	11
1.8. TRANSPORTE DEL COMBUSTIBLE IRRADIADO-----	11
1.9 ALMACENAMIENTO -----	12
1.10 REPROCESAMIENTO -----	12
1.11 RECONVERSION -----	13
1.12 DEPOSITO DE DESECHOS RADIATIVOS-----	13
CAPITULO II	
2.1 INTRODUCCION.-----	15
2.1.1 TRANSPORTE Y RECIBO DE COMBUSTIBLE-----	15
2.1.2 PROCESO MECANICO -----	16
2.1.3 PROCESO QUIMICO -----	16
2.1.4 FORMA DEL PROCESO -----	17
2.1.5 PRODUCTOS -----	17
2.1.6 MANEJO DE DESECHOS -----	17
2.1.7 CONTABILIDAD -----	18
2.1.8 ESTANDARIZACION DEL REPROCESAMIENTO-----	18
2.1.9 ASPECTOS DE LA RADIACION-----	19
2.1.10 MANTENIMIENTO POR CONTACTO Y A CONTROL REMOTO -----	19
2.1.11 PERDIDAS POR CAMBIO DE FASE-----	20

2.2	PRINCIPALES METODOS DE REPROCESAMIENTO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR -----	20
2.3	DISOLUCION -----	22
2.4	PROCESO REDOX -----	22
2.5	PROCESO HEXONA- 25 -----	24
2.6	PROCESO BUTEX -----	25
2.7	PROCESO PUREX -----	28
2.8	PROCESO TBP-25 -----	29

CAPITULO III

3.1	EXTRACCION POR SOLVENTES-----	33
3.2	CALCULOS DE DISTRIBUCION-----	35
3.3	EQUILIBRIO -----	36
3.4	CALCULOS NECESARIOS EN UN PROCESO DE SEPARACION POR EXTRACCION-----	36
3.5	CALCULOS DEL NUMERO DE ETAPAS DE TRANSFERENCIA BASADO EN UN CONTACTO DIFERENCIAL-A CONTRA CORRIENTE -----	40
3.6	PROPIEDADES MAS IMPORTANTES DE LOS SOLVENTES. -----	41
3.7	EQUIPO PARA EXTRACCION POR SOLVENTES-----	44
3.8	COLUMNAS EMPACADAS -----	45
3.8.1	DESCRIPCION FISICA DE UNA COLUMNA EMPACADA. -----	46
3.8.2	CAPACIDAD DE LA COLUMNA EMPACADA-----	48
3.8.3	EFICIENCIA -----	48
3.9	COLUMNAS PULSANTES -----	49
3.9.1	DESCRIPCION DE UNA COLUMNA PULSANTE-----	51
3.9.2	GENERACION DEL PULSO -----	51
3.9.3	PULSO NEUMATICO -----	53

	Páginas
3.9.4 PULSO MECANICO	54
3.10 MEZCLADORES-SEPARADORES	54

CAPITULO IV

4.1 GENERALIDADES -----	59
4.2 FACTORES QUE AFECTAN A LA CRITICALIDAD.	69
4.3 CONTROL DE CRITICALIDAD EN EQUIPO-----	74
4.4 COMENTARIO DE UN INCIDENTE POR CRITI- CALIDAD -----	75

CAPITULO V

5.0 GENERALIDADES -----	78
5.1 DESECHOS GASEOSOS-----	78
5.1.1 IODO RADIOACTIVO -----	79
5.1.2 GASES NOBLES -----	82
5.2 DESECHOS SOLIDOS-----	83
5.2.1 CLASIFICACION DE LA ACTIVIDAD DE DESE-- CHOS SOLIDOS -----	83
5.2.2 REDUCCION DE VOLUMEN DE DESECHOS SOLI- DOS DE BAJA ACTIVIDAD-----	84
5.2.3 DEPOSITOS EN EL CAMPO-----	85
5.2.4 DEPOSITOS EN SUBTERRANEOS-----	85
5.2.5 DESCARGA EN EL MAR -----	85
5.3 DESECHOS LIQUIDOS -----	87
5.3.1 EFLUENTES DE ALTA ACTIVIDAD-----	87
5.3.2 CONCENTRACION -----	88
5.3.3 RECUPERACION DE PRODUCTOS DE FISION DE EFLUENTES LIQUIDOS DE ALTA ACTIVIDAD--	90
5.3.4 TECNICAS DE PRECIPITACION-----	90
5.3.5 TECNICAS DE INTERCAMBIO IONICO-----	91

	Páginas
5.3.6 TECNICAS DE EXTRACCION POR SOLVENTES---	91
5.4 EFLUENTES DE ACTIVIDAD MEDIA -----	92
5.5 EFLUENTES DE BAJA ACTIVIDAD -----	92

CAPITULO VI

6.1 INTRODUCCION -----	93
6.2 LOCALIZACION DEL SITIO-----	94
6.3 LOCALIZACION DE LA PLANTA CON RESPECTO A LA POBLACION..	94
6.4 CONFINAMIENTO' -----	95
6.5 BLINDAJE -----	95
6.6 CRITICALIDAD -----	96
6.7 DISEÑO POR CONTROL DE INVENTARIO-----	96
6.8 DISTRIBUCION DEL EQUIPO PARA EL PRIMER ¹ - CICLO DE DESCONTAMINACION DEL PROCESO - PUREX -----	96
6.9 CAPACIDAD DEL EQUIPO-----	101
6.10 BALANCE DE MATERIA Y ACTIVIDAD-----	101
 CONCLUSIONES -----	 110