

ORGANIZACION LATINOAMERICANA DE ENERGIA

SECRETARIA PERMANENTE

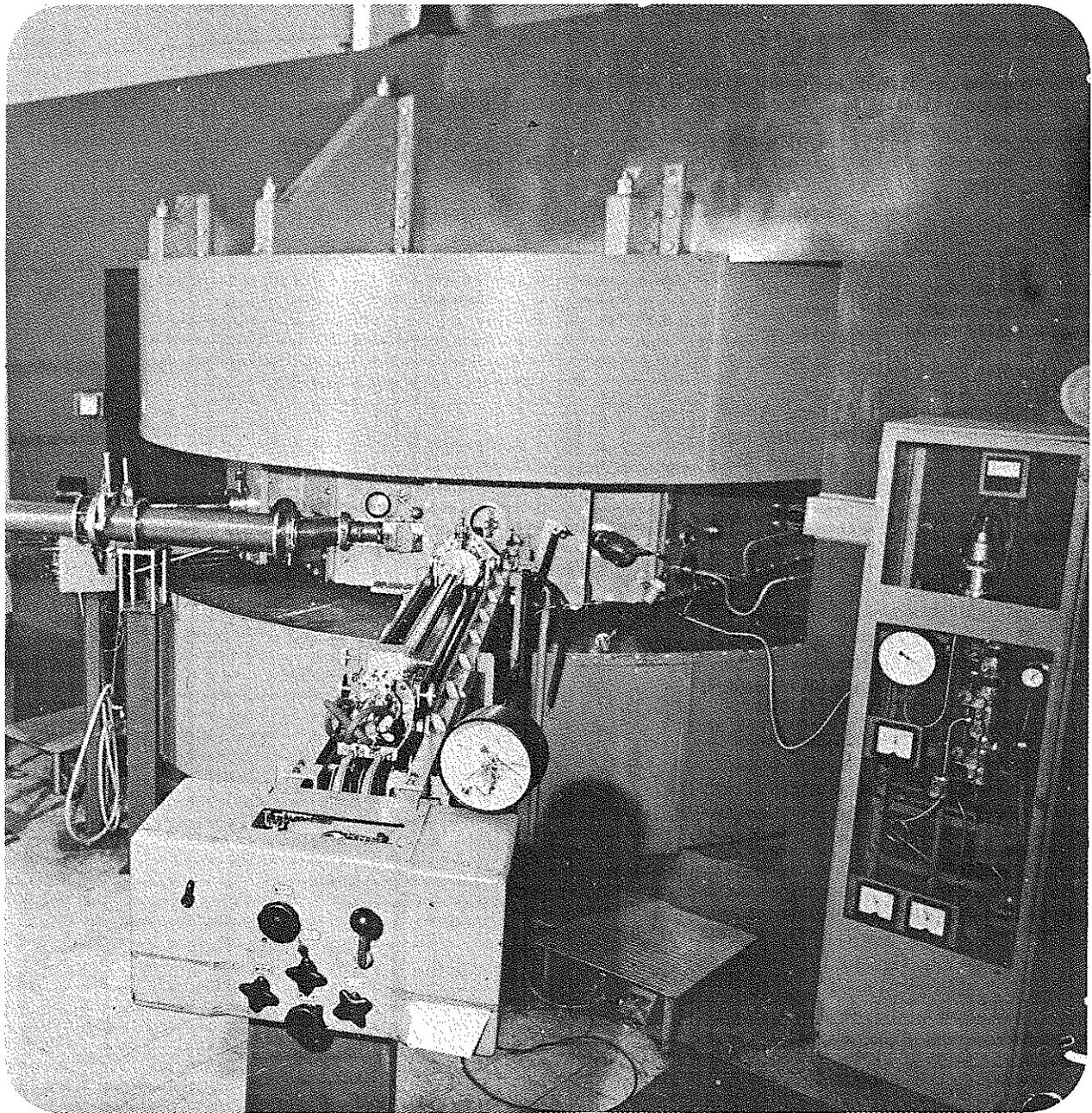
BOLETIN ENERGETICO No. 9

OCTUBRE/DICIEMBRE 1978



DEPARTAMENTO DE INFORMACION Y ESTADISTICA

Técnicas de Prospección, Explotación, Beneficio y Producción de Combustibles Nucleares



**NUCLEAR FUELS – PROSPECTION,
EXPLOITATION, BENEFIT AND PRODUCTION
TECHNIQUES**

This chapter contains a brief description of the principal techniques involved in the exploitation for radioactive minerals, and indicates the possible advantages and disadvantages of their application.

Reference is made to the techniques involved in prospecting for uranium, exploitation and benefit techniques, the production of nuclear fuels, and also other nuclear fuels such as plutonium and thorium.

Trabajo presentado en el I Congreso Venezolano de Energía

1. Técnicas para prospección de uranio

En este capítulo se hace una breve descripción de las principales técnicas de exploración de minerales radiactivos, indicándose en lo posible las ventajas y desventajas de su aplicación.

1.1. Exploración radimétrica

Las técnicas más frecuentemente utilizadas en la prospección de uranio están basadas en las radiaciones gamma emitidas por tres elementos radiactivos: U^{238} , K^{40} y Th^{232} .

La radiación gamma se mide en exploración moderna con dos tipos de instrumentos:

- a) Cintilómetro, el cual es sensible a toda la radiación gamma y sobre un nivel de energía de emisión determinado, por lo cual detecta a los tres elementos radiactivos. La unidad de medida es conteos por segundo.
- b) El espectrómetro, el cual discrimina la radiación gamma total, de acuerdo a las diferentes energías espectrales del U, Th y K registrando los valores separadamente, permitiendo conocer la naturaleza de la fuente de radiación.

Ambos tipos de instrumentos son de gran importancia en la exploración radimétrica a pie; esto significa la revisión en tierra y la cartografía geológica detallada en la fase de prospección y exploración. Los contadores portátiles son livianos y se pueden usar en regiones de difícil acceso.

Estos equipos instalados en un vehículo (exploración autotransportada) han resultado ser exitosos en el descubrimiento de anomalías de uranio.

El método tiene la ventaja de cubrir considerables distancias, pero su limitación principal es lo restringido del área accesible al vehículo y por eso la radiación sólo se detecta a lo largo de los caminos transitables.

Con el propósito de recabar información que permita delimitar regiones favorables en la fase prospectiva, una manera rápida es cubrir toda el área con una exploración aerotransportada sensible para los tres elementos. El método aéreo-radimétrico tiene sus limitaciones en las condiciones particulares de cada terreno. El avión o helicóptero debe volar a una altura no mayor de 100 a 150

m, y para obtener una cobertura regionalmente aceptable, las líneas de vuelo deberían estar espaciadas a intervalos del orden de 1 km. Para realizar espectrometría aérea se debe saber con exactitud la altura del avión con respecto al terreno, ya que la intensidad de la radiación registrada depende también de la altura de vuelo.

Las anomalías radimétricas aéreas tienen que ser localizadas en tierra y revisadas en detalle, con el propósito de relacionarlas a situaciones geológicas específicas.

Los resultados de la exploración radimétrica deben ser tratados cuidadosamente, debido a dos razones:

- a) La radiación gamma registrada por los instrumentos no se deriva del U, Th o K por sí mismos, sino de sus productos de desintegración. A menudo el U en la superficie está en desequilibrio con sus productos hijos. Los llamados valores equivalente de uranio son algunas veces no relacionables con el contenido del elemento, por lo cual el análisis químico es comúnmente necesario para su interpretación.
- b) Las radiaciones gamma provenientes de materiales naturales son absorbidas por aproximadamente 30 cm de roca y están muy atenuadas por encima de 150 m de altura. Si las rocas radiactivas están cubiertas por suelos, capas lateríticas, etc., esta técnica no es exitosamente aplicable.

1.1 Medidas de radón

Otro método utilizado exitosamente en la exploración de depósitos de uranio es la medida de radón o de partículas alfa provenientes de la desintegración del radón (Rn^{222} , período de vida medio 3,8 días), el cual es uno de los productos de la serie de desintegración del uranio. (U^{238}).

En la actualidad se encuentran en el mercado dos tipos de sistemas portátiles para efectuar este tipo de medidas, uno mide el radón del gas del subsuelo, por absorción del gas de tal manera que entren en la cámara de ionización; y el otro consiste de pequeñas tazas las cuales poseen una película sensible a las radiaciones alfa, aquí se mide directamente el radón del subsuelo contando las huellas dejadas por las radiaciones sobre la película sensible.

La determinación de radón en el agua ha si-

do también aplicada extensivamente.

Los resultados de las técnicas de radón son de difícil interpretación, ya que el radón es un gas y migra a lo largo de fracturas por algún tiempo antes de llegar a la superficie.

1.3. Exploración geoquímica

En regiones montañosas o de difícil acceso, el método hidrogeoquímico ha probado ser exitoso en la localización de mineralizaciones de uranio.

El agua proveniente de rocas uraníferas contiene trazas de uranio (del orden de 1×10^9), debido a la alta solubilidad del uranio hexavalente. El muestreo sistemático y el análisis posterior pueden detectar áreas con contenido anómalo de uranio.

Adicionalmente la toma de muestras de sedimentos o suelos es aplicable para la detección del uranio absorbido generalmente en la fracción arcillosa de los sedimentos. Este método tiene especial ventaja por que puede cubrir grandes áreas en un corto tiempo, y se fundamenta en el análisis directo del contenido de uranio y sus elementos asociados.

Recientemente la técnica de análisis por activación de neutrones y fluorometría laser, ha promovido la prospección geoquímica de uranio. Estos métodos son aplicables a muestras de agua, suelo y rocas, siendo rápido y relativamente económico.

1.4. Perforación y registro gamma

La perforación es una técnica de exploración directa de las unidades geológicas que no afloran en un área, permite obtener información de la estratigrafía, de las estructuras geológicas de la zona, de las características litológicas de las rocas (muestras de canal y núcleos) y de los fluidos existentes.

Básicamente existen métodos generales de perforación.

1.4.1. Percusión

En este método se utiliza el efecto cortante de una herramienta especial, la cual se eleva y se deja caer sobre la roca que se perfora. Existen numerosos tipos de percusión, pero cabe mencionar que dentro de la actividad exploratoria es de gran utilidad el método de percusión neumática.

1.4.2. Rotativa

En este método la herramienta cortante se hace girar desde la superficie mediante un motor. Para la exploración es de gran importancia la perforación a diamante, la cual permite la recuperación de núcleos no perturbados de la roca que se desea estudiar.

Adicionalmente se han desarrollado métodos combinados donde además de la rotación se produce un efecto de martilleo sobre la roca, permitiendo incrementar la velocidad de penetración.

1.4.3. Registro gamma

Se han desarrollado métodos geofísicos de exploración del subsuelo, que permiten medir algunas características de las rocas perforadas y no traídas a la superficie para su análisis. Dentro de éstas, y de especial interés en la exploración de uranio, se encuentran los registros de rayos gamma, que consisten en la medición de la radiactividad natural de la columna perforada, utilizando una sonda fija a un cable que se pasa por el sondeo. Este método es económico porque sólo requiere realizar la perforación sin la recuperación de núcleos.

2. Técnicas de explotación

La decisión sobre la técnica de explotación que se debe aplicar a un depósito de uranio depende en particular de las características del mismo:

Mineral contenido en el cuerpo mineralizado.

Geometría del cuerpo mineralizado.

Tipo de mena y roca caja.

Infraestructura.

Aspectos ambientales.

2.1. Minería a cielo abierto

La minería de uranio a cielo abierto es similar a la de otros minerales con la sola excepción de los procedimientos adicionales para la prevención de la radioactividad. La radioactividad es un problema menor en las minas de bajo tenor (menor del 1 % de U) debido a que la exposición a cielo abierto diluye los productos de la serie de desintegración radiactiva del gas radón. El equipo utilizado así como la técnica de minería para la explotación del mineral son convencionales.

2.2. Minería subterránea

La minería subterránea puede ser desarrollada en terrenos llanos por pozos verticales, rampas de ventilación y en terrenos montañosos con galerías horizontales.

Los métodos de minería subterránea para extracción de uranio al igual que la minería a cielo abierto son similares a los utilizados para la explotación de otros minerales. Las radiaciones pueden ser controladas en la minería del subsuelo sólo con suficiente ventilación, y adicionalmente recubriendo las paredes de los túneles con películas plásticas.

2.3. Minería por disolución

El principio de la minería por disolución es la no extracción del material mineralizado fuera del depósito sino el ataque del cuerpo mineralizado en su lugar con ácidos o soluciones alcalinas.

Hay dos procedimientos técnicos para la disolución del uranio en el depósito:

a) Lixiviación in situ

Este consiste en la inyección de soluciones lixiviadas en el cuerpo mineralizado con una buena porosidad y permeabilidad, las cuales pueden ser naturales o pueden ser producidas desde la superficie por fracturamiento hidráulico o explosivo.

b) Lixiviación por percolación

Esta consiste en fracturamientos artificiales de grandes secciones de los depósitos en galerías subterráneas existentes y lixiviación por percolación de la roca fracturada suelta in situ.

Es necesario algunas veces excavar parte del depósito fracturado y suelto para incrementar la permeabilidad de la parte remanente in situ. La parte excavada es tratada por lixiviación pero en la superficie. Ambos procedimientos son muy diferentes, la lixiviación in situ puede ser realizada con reactivos de baja concentración y por largo tiempo, para que los poros o las fisuras no se obstruyan, lo cual impediría el paso de las soluciones lixiviantes. En contraste, la lixiviación por percolación puede ser realizada con soluciones concentradas. Las soluciones obtenidas son extraídas para su refinación, la cual se hace usualmente por intercambio iónico. La recuperación del uranio por estos métodos es aproximadamente del setenta y cinco por ciento.

3. Técnicas de beneficio

En los depósitos de uranio la concentración de promedio de U es aproximadamente de 1 Kg por tonelada. Los suministros a las fábricas de combustibles para reactores nucleares, se hace en forma de concentrados de uranio de elevada ley 75 95 0/0 de U_3O_8 . Para obtener estos concentrados a partir del material proveniente de las minas se han desarrollado diferentes procesos, cuyas principales características se describen a continuación:

3.1. Hidrometalurgia del uranio

Las técnicas de beneficio de los minerales de uranio por vía húmeda son los procedimientos que se utilizan actualmente en la industria. Los procedimientos generales para el tratamiento son:

- Preparación del mineral.
- Solubilidad del uranio.
- Separación de los líquidos fértiles y los sólidos estériles.
- Concentración, purificación y recuperación del uranio existente en los líquidos.
- Operaciones auxiliares.

3.2. Preparación del mineral

Normalmente la preparación del material se logra por operaciones de reducción de tamaño mediante la trituración y molienda. El grado de molienda está determinado por exigencias de tipo físico (manejo del material). En los materiales de baja ley la trituración se limita al máximo.

Ocasionalmente se puede tostar el mineral para eliminar algún componente (carbón, sulfuros), para mejorar sus características de sedimentación o filtración, para aumentar la porosidad del mineral, o para formar compuestos solubles de uranio con algún elemento presente en la mena.

3.3. Solubilización del uranio

El uranio de los minerales se solubiliza por tratamiento con soluciones de carbonatos alcalinos o de ácidos inorgánicos. Los cuatro diagramas básicos utilizados actualmente en la industria se muestran en la figura III 1. La lixiviación es la etapa fundamental de cada proceso y determina la recuperación alcanzable. Generalmente el ataque ácido da recuperaciones más altas.

3.4. Proceso alcalino

La lixiviación alcalina se realiza en soluciones de carbonato bicarbonato alcalino. El uranio tiene que estar en forma hexavalente o hay que oxidarlo durante el proceso.

El proceso requiere:

- Molienda fina, 80 0/0 por dehaño de 200 mallas.
- Temperatura elevada, a ebullición.
- Tiempos de ataques largos, 18-48 horas

Es esencial la recuperación de la mayoría (2/3) de los reactivos lixiviantes, por lo que se trata de reducir al mínimo la relación líquida a sólido y se utilizan filtros que manejan pulpas floculadas. Se recupera el uranio agregando sosa hasta tener un exceso de 5 g de NaOH/l. Los líquidos agotados de uranio se carbonatan y se recirculan al ataque. El proceso alcalino es de aplicación limitada a las menas que contienen carbonatos y consumirían demasiado ácido.

3.5. Proceso ácido

3.5.1. Lixiviación

Los minerales hexavalentes de uranio son fácilmente solubles en ácido diluido, en contraste con los tetravalentes que requieren ácidos concentrados o una combinación de ácido diluido y oxidante.

Entre los factores que más influyen en el proceso están:

a) Las características del mineral. Los minerales de uranio son susceptibles de lixiviar, siendo la única limitación la de los silicatos u óxidos complejos que requieren condiciones muy drásticas. La ganga influye porque la presencia de calizas, carbonatos y de algunas arcillas implican un consumo que puede ser tan grande que exija el proceso alcalino o una separación previa de los compuestos perturbadores.

b) Grado de molienda.

El único requisito es que el mineral a disolver sea accesible al líquido de ataque. Las granulometrías más utilizadas están comprendidas entre 28 y 48 mallas (9-5mm), pero son variables en cada caso.

c) Concentración de ácidos

Normalmente son adecuadas las concentraciones de 3 a 7 g H_2SO_4 /l. La dosis añadida debe ser suficiente para que una vez finalizada la lixiviación, la acidez sea suficiente para que no se produzca la precipitación de uranio. El valor de esta acidez final depende de los aniones presentes; el consumo

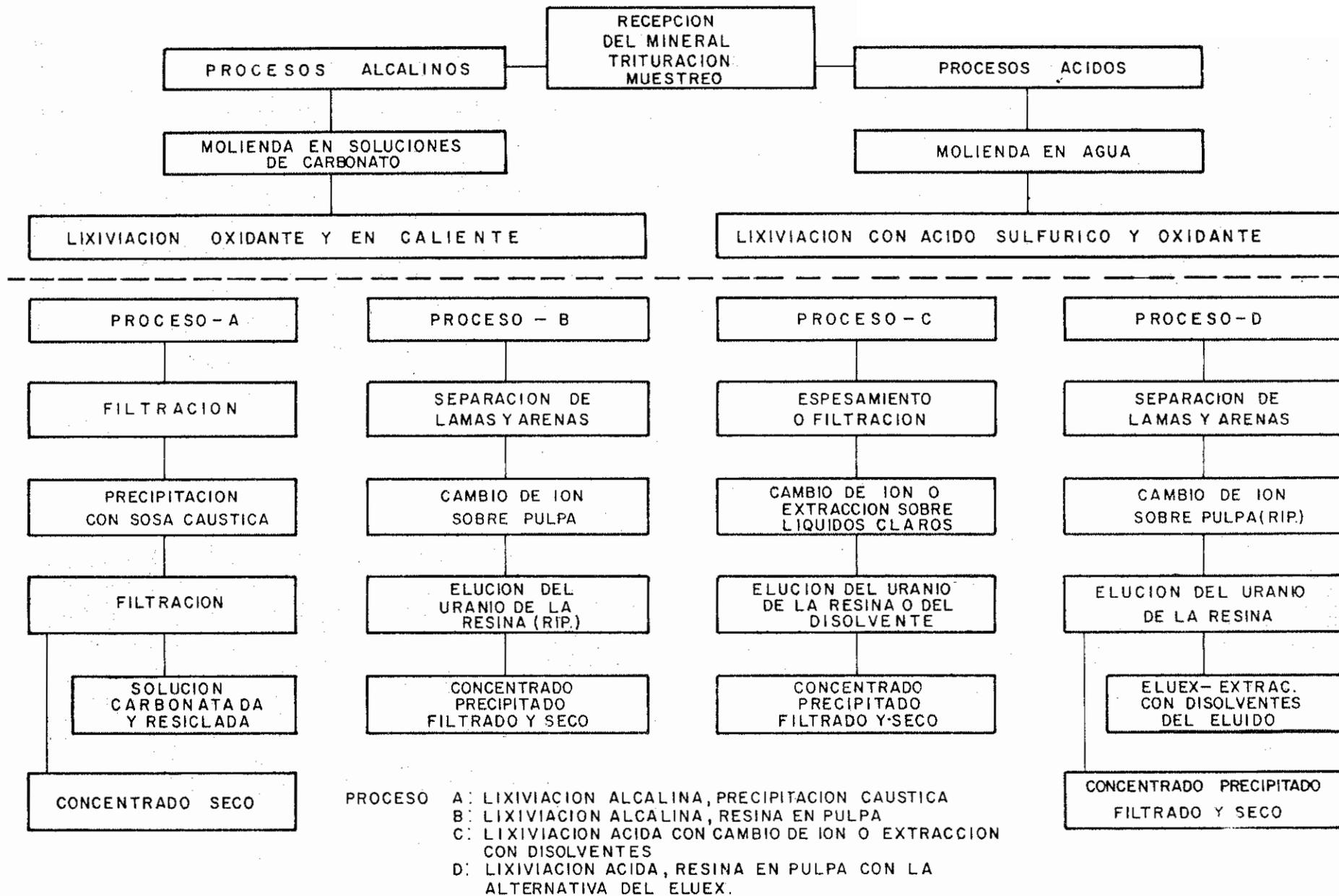


FIG.-III.1. PROCESOS COMERCIALES DE OBTENCION DE CONCENTRADO DE URANIO

Tomado de : JOSA , 1974. Pag. 26

de ácido es, por consiguiente, específico para cada mena, y depende casi exclusivamente de la ganga acompañante. El consumo normal de ácido sulfúrico oscila entre 25 Kg y 100 Kg, aunque puede ser mucho mayor.

d) Oxidante

Cuando el uranio está en forma tetravalente es necesario usar un oxidante para pasarlo a forma hexavalente para que resulte soluble en soluciones ácidas diluidas. Hay que hacer notar que aunque valores altos de acidez favorecen la disolución, cuando hay minerales tetravalentes de uranio la oxidación se ve cinéticamente disminuida. Los oxidantes más utilizados son el dióxido de manganeso y el clorato sódico, los cuales a pesar de sus potenciales de oxidación mayores que los de uranio ($U^{+4} \rightarrow U^{+6} + 2e$) se muestran ineficaces en la oxidación del uranio tetravalente al hexavalente directamente y es necesaria la presencia de iones férricos que actúan como catalizadores (0.5 a 3 g Fe⁺⁺/l).

e) Temperatura

A pesar del aumento de la velocidad de la disolución del uranio con la elevación de la temperatura, hay que considerar que también produce un ataque más efectivo a la ganga, lo que origina mayor consumo de ácido y eventualmente de oxidante, impurificando además la solución. El intervalo de temperatura en el que se realizan la mayoría de las operaciones industriales oscila entre 200°C y 600°C.

f) Duración de la lixiviación

Esta variable está íntimamente ligada con las demás condiciones de ataque, fundamentalmente con la temperatura y la concentración del ácido. Existen dos tendencias en el beneficio de minerales de uranio:

una que utiliza condiciones de ataque fuertes (concentraciones altas de ácido a temperaturas elevadas) y tiempos cortos, y otra que realiza una lixiviación más prolongada en condiciones más suaves. La elección del método a usar

depende de las características del mineral y del tipo de instalación.

g) Relación de líquido a sólido de la pulpa.

Las disoluciones empleadas en la práctica varían dependiendo del mineral, grado de molienda y tipo de agitación. Las relaciones más ampliamente utilizadas corresponden a concentraciones de sólidos entre 50 y 55 o/o, pero con menas ricas en arcillas puede bajar al 40 o/o y con pulpas de baja viscosidad puede llegarse hasta el 65 o/o. Un caso extremo es la suspensión con ácido en la que se alcanza del 85 al 90 o/o, en sólidos.

h) Agitación.

Ejerce muy poca influencia, pudiendo ser la mínima suficiente para mantener los sólidos en suspensión.

i) Realización práctica.

La lixiviación con agitación a presión normal es la más extendida en las realizaciones industriales. El equipo utilizado es de tres tipos: agitación neumática, agitación mecánica y combinado (agitación mecánica muy suave y circulación neumática adicional de la pulpa)

Otros procedimientos de aplicación limitada son: el curado ácido, la lixiviación a temperaturas próximas a ebullición, y la lixiviación a presión. Actualmente cobra cada vez más importancia la lixiviación estática, en la cual la solución lixivante se hace pasar a través de un lecho de mineral, bien sea por inundación del lecho (percolación) o por riego y escurrido (copilaridad). Se incluye dentro de la lixiviación estática la lixiviación bacteriana (producción del agente oxidante por oxidación de sulfuros por bacterias existentes en el medio o aportadas).

El alcance de la lixiviación estática se ha limitado a minerales de baja ley cuyo contenido de uranio no paga los gastos de una instalación convencional y a yacimientos pequeños situados a una distancia grande de una fábrica de tratamiento de tal forma que los gastos de transporte son prohibitivos.

3.5.2. Separación sólido-líquido.

Esta operación se presenta en varias partes del diagrama de tratamiento (después de

la molienda húmeda, después de la lixiviación, después del lavado para clarificar las soluciones fértiles y en la etapa final de recuperación) y es de uso general el empleo de floculantes.

El equipo utilizado es semejante al usado en la práctica hidrometalúrgica convencional, modificado para adaptarlo a los medios corrosivos y a una eficacia mayor en la separación. Los métodos de separación mayormente utilizados son:

- Filtración en varias etapas con lavado en contracorriente.
- Decantación en contracorriente y lavado.
- Combinación de los anteriores.

Los principales factores que influyen en la elección de los métodos a utilizar son:

- La ley de mineral
- Las características de filtrabilidad o de sedimentación de la pulpa lixiviada
- El tonelaje a manejar
- El costo y disponibilidad de equipo.

3.5.3. Recuperación del uranio por cambio de ion con resinas sólidas.

Las resinas intercambiables aniónicas, fijan el uranio de soluciones sulfúricas. La operación consiste en fijar el complejo de uranio sobre la resina (carga) y desplazarlo luego de ella (elución) por una solución salina adecuada. Las resinas más empleadas son copolímeros del estireno y divinilbenceno con grupos de aminas cuaternarias. Recientemente se han desarrollado resinas con grupos terciarios que son más selectivas y fáciles de eluir.

El eluido resultante tiene uranio (5-15g U_3O_8/l), algo de hierro férrico y los aniones eluyentes, sulfatos y fosfatos si existían en la solución fértil. El uranio se recupera de esta solución por precipitación.

3.5.4. La extracción con solvente orgánico.

Este proceso tiene dos fases: extracción y reextracción. En la primera el disolvente se pone en contacto con el líquido a tratar y el uranio pasa a la fase orgánica. En la segunda fase se produce el proceso inverso pasando el uranio a la fase acuosa. En este proceso se logra purificar y concentrar el uranio. Se aplica únicamente a líquidos ácidos, ya que el proceso en líquidos alcalinos no es económico.

Las ventajas de este método son las siguientes:

tes:

- Simplicidad y flexibilidad para la operación.
- Fácil control.
- Rendimiento y selectividades altas.
- Bajo costo de instalación.
- Fácil regeneración del disolvente cargado.
- Aplicable a la recuperación de subproductos metálicos valiosos, como por ejemplo: torio en los líquidos estériles de uranio producidos en Blind River, Canadá.
- Eliminación continua de los productos venenosos.

4. Producción de combustibles nucleares

Se denomina combustible nuclear al compuesto de material que es apto para ser utilizado dentro del núcleo del reactor. Se trata en este punto de manera descriptiva los procesos y procedimientos empleados para transformar el uranio en formas adecuadas para ser utilizado. Además se tratará al plutonio y al torio debido a sus conexiones con el empleo de uranio. Se ha creído conveniente colocar un grupo de anexos al presente punto donde se clarifican algunos conceptos y se amplían detalles de todo lo concerniente a los combustibles nucleares en virtud de ser esta una actividad no tradicional en Venezuela (véase anexo 1).

4.1. Tratamiento de los concentrados de uranio.

Las transacciones comerciales de uranio, tradicionalmente, se basan en el producto concentrado de diuranato amónico ó sódico ($(NH_4)_2 U_2O_7$ y $Na_2 U_2O_7$).

Estos concentrados de diuranato tienen una ley comprendida entre 75 y 90 % de U_3O_8 y son conocidos como "torta amarilla" (yellow cake).

Su costo se expresa en \$/libra de U_3O_8 . El uranio que ha de utilizarse como combustible nuclear debe estar libre de impurezas por razones inherentes al funcionamiento de los reactores. Esto significa que los productos obtenidos en las etapas de concentración del mineral deben someterse a una nueva purificación. Son ampliamente utilizados dos procedimientos: El primero de ellos se basa en la extracción con disolvente del nitrato de uranio y el otro en la volatilización del hexafluoruro de uranio.

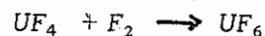
En el proceso de extracción líquido-líquido, el concentrado de uranio (diuranato), finalmente molido, se somete a digestión en ácido nítrico, de suerte que el uranio queda en disolución acuosa en forma de nitrato de uranio. La suspensión resultante, sin filtrar, se pasa por una columna de extracción, de arriba hacia abajo, a través de la cual, circula en contracorriente, un disolvente orgánico.

nico, tributil fosfato (TBP) diluido con un hidrocarburo inerte (kerosen).

El nitrato de uranilo es extraído por el medio orgánico y la disolución se lava con agua o ácido nítrico diluido para eliminar pequeñas cantidades de impurezas. Sigue luego una columna de separación, en la que se utiliza agua para la reextracción del uranio, que queda así en disolución acuosa. Esta disolución se evapora hasta que su composición corresponde aproximadamente a la del nitrato de uranilo hexahidratado $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$, conocido con el nombre abreviado de UNH. En el procedimiento basado en la volatilidad del fluoruro, se comienza por la molienda y clasificación del concentrado de U_3O_8 con el fin de obtener un material de alimentación conveniente para tratamiento en lechos fluidizados. El material clasificado pasa a un reactor de leche fluidizado, donde se mantiene a temperaturas comprendidas entre 540 y 560°C y es reducido por hidrógeno gaseoso, procedente de la disociación térmica del amoníaco.

El producto, constituido fundamentalmente por UO_2 ("óxido pardo"), pasa sucesivamente por dos reactores de lecho fluidizado, donde se produce la reacción con fluoruro de hidrógeno anhidro, a temperaturas de 480 - 540°C - 650°C, respectivamente. La reacción que tiene lugar:

$UO_2 + 4HF \longrightarrow 2H_2O + UF_4$,
produce tetrafluoruro de uranio ("sal verde"), un sólido no volátil que funde a 960°C. La etapa siguiente consiste en hacer reaccionar el tetrafluoruro con flúor gaseoso a temperaturas comprendidas entre 340 y 480°C, para formar el hexafluoruro de uranio:



Aunque el hexafluoruro de uranio es sólido a la temperatura ordinaria sublima a temperaturas superiores a 56,4°C, a la presión atmosférica, de suerte que sale del reactor de fluorización en forma de vapor, pasando luego a los condensadores, donde se recoge el hexafluoruro crudo en forma sólida. En la etapa final el UF_6 se somete a un proceso de purificación por destilación fraccionada a la presión de 50 a 100 Lb/pulg². El producto obtenido de esta manera cumple con los requerimientos nucleares. Actualmente existe la tendencia a comercializar el uranio bajo esta última forma ya que así tiene valor agregado superior y puede ser llevado directamente a las plantas de separación isotópica para su enriquecimiento o también puede convertirse en dióxido de uranio (UO_2)

para ser utilizado en los reactores de uranio natural.

Sin embargo, para estos últimos reactores, el dióxido de uranio suele obtenerse usando como material de partida la disolución acuosa concentrada de nitrato de uranilo resultante del proceso de extracción líquido-líquido. Esta disolución se calienta en un desnitrificador, a 450°C, para eliminar el exceso de agua y descomponer el nitrato, obteniéndose así el trióxido de uranio, UO_3 ("óxido naranja"). Este último se reduce luego en un reactor de lecho fluidizado, a la temperatura de 600°C mediante hidrógeno obtenido por descomposición térmica del amoníaco. El producto final es dióxido de uranio puro, que puede usarse para la fabricación de elementos combustibles, en los casos, como se dijo anteriormente, que no requieran del empleo de material enriquecido.

Para la obtención del dióxido de uranio a partir del hexafluoruro de uranio (enriquecido o no) se somete éste a un proceso de hidrólisis con una solución diluida de amoníaco, formándose un precipitado de diuranato amónico. Una vez filtrado y seco, el precipitado se calienta en una mezcla de vapor de agua e hidrógeno, producido este último por descomposición térmica del amoníaco, con lo que se obtiene dióxido de uranio puro.

4.2. El enriquecimiento

La producción de energía nuclear mediante el proceso de la fisión, se basa fundamentalmente, en la escisión del átomo de uranio. En la naturaleza se encuentra una mezcla de tres isótopos de este elemento con números másicos 234, 235 y 238. Los contenidos relativos de estos isótopos en el uranio natural y sus masas atómicas se dan en la siguiente tabla:

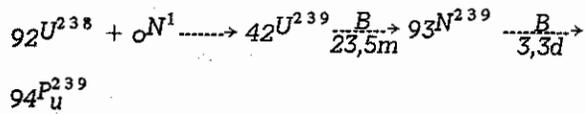
TABLA III.1

COMPOSICION ISOTOPICA DEL URANIO NATURAL

ISOTOPO	% EN PESO	MASA ATOMICA
U 234	0.0058	234,1141
U 235	0.711	235,1175
U 238	99,283	238,1252

Como puede verse el más abundante es el U^{238} , mientras que el U^{235} se encuentra en una proporción de 0.711 %. Por lo que se refiere al tercer isótopo, su proporción en el uranio natural es tan pequeña que se puede ignorar para fines prácticos. El isótopo más interesante desde el punto de vista de su aplicación directa a la producción de energía

mediante el proceso de la fisión es el U^{235} . El U^{238} es también fisionable pero sólo mediante neutrones de alta energía (aprox. 1.4 Mev) pero su interés principal no es como material fisionable sino como material fértil, que mediante la captura de un neutrón puede dar lugar a la formación de un átomo de Pu^{239} .



Esta reacción juega un papel importante en el mejor aprovechamiento del uranio en un reactor y es de primordial importancia en la explotación de los reactores reproductores rápidos ya que el plutonio es fisionable de manera similar al U^{235} .

El hecho de que el U^{235} sea fisionable con neutrones de alta y baja energía, hizo que desde el primer momento se plantease la conveniencia de incrementar el contenido de U^{235} en la mezcla con el 238, es decir, enriquecer el uranio en este isótopo ya que daba una mayor flexibilidad a su empleo. La necesidad de contar con uranio enriquecido se hizo sentir desde los primeros momentos puesto que era menester que dicho producto poseyese un enriquecimiento en U^{235} de al menos 90 o/o, para poder fabricar las primeras bombas atómicas. Posteriormente los reactores nucleares de propulsión de submarinos también requerían uranio con el mismo enriquecimiento, y más adelante, los reactores de agua ligera, como los conocemos hoy en día requieren enriquecimiento que oscilan entre el 2 y el 4 o/o en U^{235} .

Han sido ensayados y aún se encuentran en desarrollo, varios procesos para el enriquecimiento, pero el más comunmente utilizado es el conocido como difusión gaseosa. Actualmente se trabaja en el proceso de centrifugación que presenta un gran interés industrial en el futuro. Por otra parte ya fue contratada la primera planta a escala industrial para enriquecimiento por el método de toberas (Brasil). El compuesto de uranio que se emplea en todos los procesos mencionados es el UF_6 , que por otra parte presenta unas características que dificultan su manejo. El UF_6 es sólido a temperatura ordinaria (se volatiliza a 56.6°C a la presión atmosférica), lo que hace necesario trabajar a presiones y temperaturas que lo mantengan en forma de gas. Aunque el UF_6 es un compuesto estable, es excepcionalmente corrosivo y en presencia de material hidrogenado, especialmente vapor de agua, se hidroliza y forma ácido fluorhídrico que ataca fácilmente a casi todos los materiales. Esto im-

plica una serie de medidas que deben ser tomadas para evitar la contaminación del UF_6 por la atmósfera. Sin embargo, este compuesto tiene la ventaja de que el flúor natural está compuesto por un solo isótopo, por el cual las diferencias de masa entre las diferentes moléculas, se deben únicamente a los isótopos de uranio. La clarificación de ciertos conceptos y procedimientos de la separación isotópica se presentan en el anexo 1.

4.3. Elaboración de elementos combustibles.

La generalidad de los reactores nucleares emplean el uranio como combustible ya sea enriquecido o no, bajo diferentes formas. La forma más diseminada es la de pastillas de óxido de uranio, encapsuladas en varillas de aleaciones de circonio. Estas varillas se colocan en arreglos conocidos como elementos combustibles, y el conjunto de arreglos se conoce como núcleo del reactor. Existe toda una variedad de tipos de arreglos, elementos, varillas y pastillas, pero todos tienen aspectos comunes.

En el núcleo del reactor imperan una serie de condiciones durante la operación que exigen un comportamiento adecuado de los materiales que lo conforman, pues la necesidad de conseguir altas temperaturas y potencias específicas elevadas es un factor determinante en la eficiencia del reactor. Inicialmente se tenía el uranio como combustible en forma metálica, pero presentaba este una serie de problemas, ya que a temperaturas elevadas se producían cambios dimensionales considerables. En presencia de estos hechos se investigó, y aún se continúa haciéndolo, hasta llegar a los combustibles cerámicos constituidos fundamentalmente por óxido de uranio.

Cuando se fabrican pastillas de óxido de uranio, básicamente se persiguen las siguientes propiedades:

- a) Alta densidad, a fin de que no sufran hinchamientos y deformaciones estructurales al ser sometidas a las intensas radiaciones y temperaturas en el núcleo del reactor.
- b) Alta conductividad térmica.
- c) Alto punto de fusión.
- d) Propiedades termodinámicas adecuadas (capacidad calorífica, entalpía, entropía).

Todas estas propiedades dependen en cierto grado de las propiedades físicas del material

en sí, y éstas, de la forma de su fabricación. La cristalización, densidad y dureza pueden ser controladas mediante el uso de diversos procesos.

Fabricación de pastillas sólidas de UO_2 .

Las pastillas de UO_2 , de alta densidad pueden producirse por las técnicas clásicas empleadas en metalurgia de polvos tales como la extrusión ó el prensado en caliente. Se ha empleado también la técnica de afilado de un tubo metálico que contiene el polvo; este último proceso puede producir densidades de hasta 9.5 gm/cm^3 , sin tratamiento a temperaturas elevadas. No obstante, el método que más se ha utilizado es el prensado en frío seguido de la sinterización en atmósfera controlada. Para facilitar el prensado se puede emplear un lubricante sólido, aunque esto puede conducir a una disminución de la densidad del producto final. El tamaño de las partículas de polvo de UO_2 tiene un efecto importante en la densidad del producto final.

En líneas generales, el proceso de fabricación de las pastillas es como sigue:

El UO_2 se pasa por un tren de molienda, con el objeto de obtener los polvos finos, posteriormente se mezcla con alcohol etílico y se amasa para obtener una mezcla homogénea. Se requiere entonces secar el compuesto para someterlo a una prensa hidráulica que les dará la forma. Finalmente se pasa por dos hornos, uno para eliminar los aglomerantes y otro para la sinterización.

Las varillas combustibles.

Las pastillas de UO_2 se encapsulan herméticamente dentro de unas varillas de Circaloy (una aleación de circonio y otros materiales) con el objeto de tener el combustible dentro de un recinto cerrado y evitar el escape de los productos de fisión y el contacto con el refrigerante del reactor, cosa que es siempre deseable ya que de otra manera se producirían corrosiones y contaminación.

Las mencionadas varillas se fabrican por maquinado en frío, mediante prensas hidráulicas partiendo de tubos con el espesor adecuado. Posteriormente se introducen las pastillas dentro de la varilla y se procede a la soldadura y llenado en una atmósfera de helio.

El elemento combustible.

Consiste este en un arreglo de varillas con el objeto de darle dureza estructural y evitar así la vibración dentro del

reactor que terminaría por producirle a aquéllas rupturas o agrietamientos.

El núcleo de un reactor típico de 1200 MWe pesa aproximadamente unas 90 toneladas, conteniendo un número variable de elementos combustibles.

4.4 El ciclo del combustible nuclear.

Los elementos combustibles tienen que ser retirados del núcleo del reactor mucho antes de que los materiales físi- les y fértiles hayan sido consumidos, es decir que son extraídos con un considerable remanente de combustible sin quemar. Existen varias razones para esto, entre las que se mencionan las siguientes:

- La acumulación de productos de fisión y de isótopos de elementos pesados que actúan como absorbente de neutrones y obstaculizan el buen funcionamiento del reactor.
- La disminución del porcentaje de $U 235$ hasta niveles inferiores al mínimo requerido para la operación.
- Cambios en las dimensiones y forma de los elementos combustibles sometidos durante largo tiempo a temperaturas y presiones altas. El efecto de las radiaciones contribuye al agotamiento del material estructural, lo que podría traducirse en su colapso con la consiguiente contaminación del refrigerante del reactor.

En muchos reactores de potencia funcionando actualmente el combustible debe ser reemplazado cuando sólo el 1 % ó 2 % del uranio ha sido usado. Sin embargo, aún con este grado limitado de quemadura, los núcleos de los reactores en cuestión tienen una vida útil de tres a cuatro años.

En todos los reactores de potencia sólo 1/3 a 1/4 del núcleo es extraído en una recarga que se hace anualmente.

4.4.1. Reprocesamiento del combustible irradiado.

El combustible irradiado, una vez extraído del núcleo del reactor es intensamente radioactivo debido a su alto contenido de productos de fisión. Para permitir que esta radioactividad disminuya, los elementos son almacenados en piscinas de agua. En

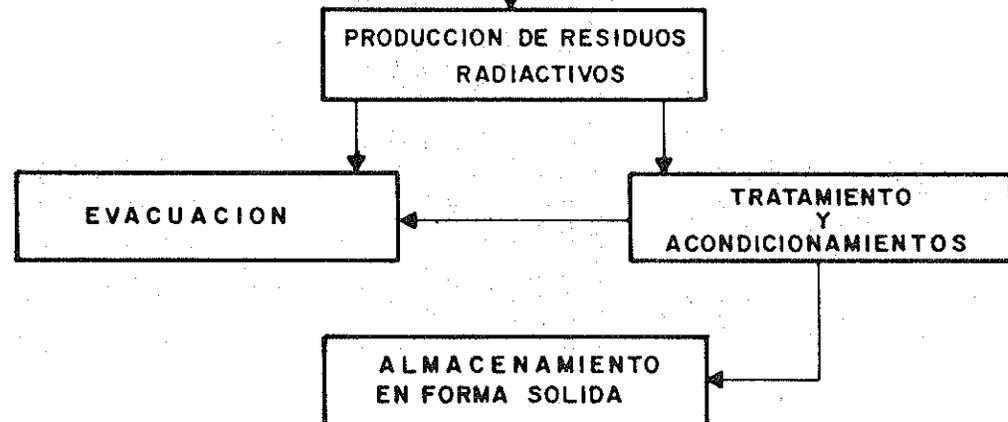
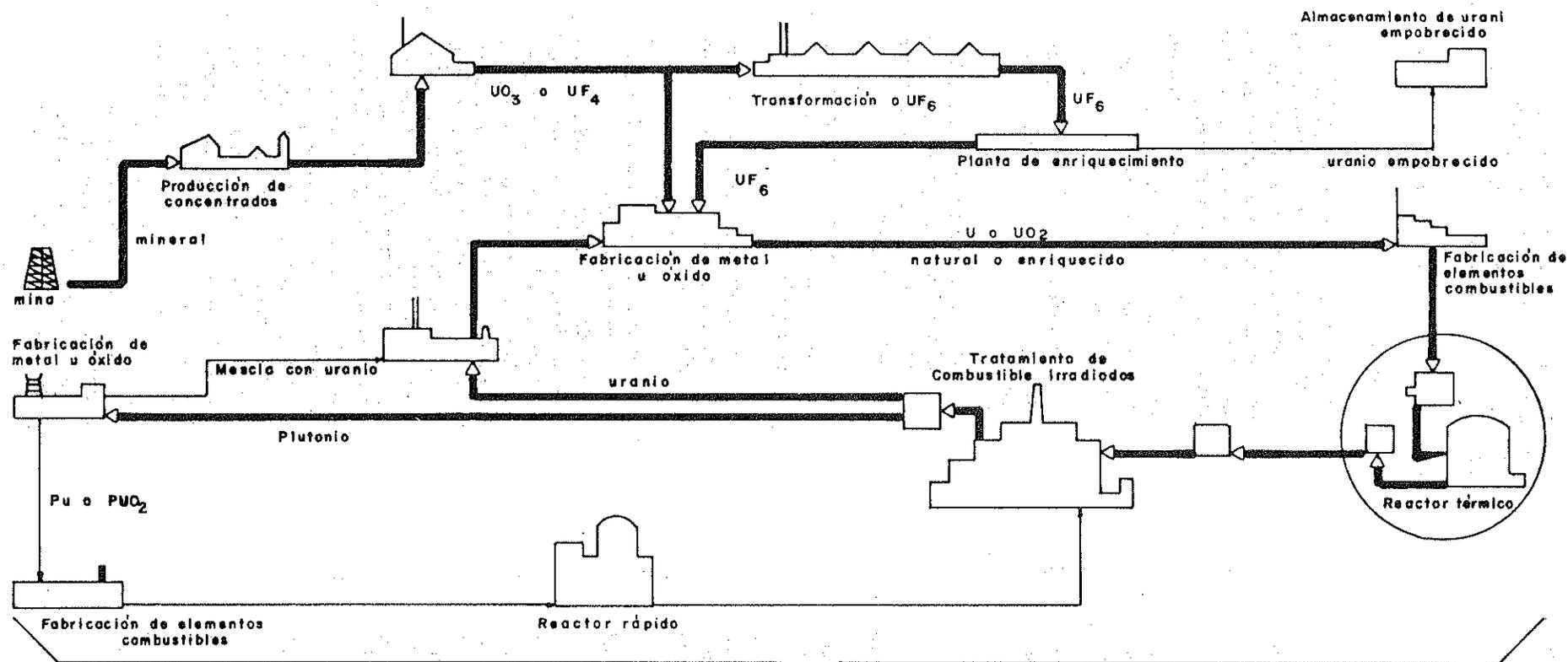


FIG.- III.2. CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

120 días la actividad decae en un 90 0/0. Posteriormente son encapsulados en recintos fuertemente blindados para llevarlos a las plantas de procesamiento.

En las mencionadas plantas el combustible es cortado en trozos dentro de un recinto blindado por paredes de concreto, donde toda la maquinaria es operada a control remoto. Posteriormente los segmentos de varillas combustible son disueltos en ácido nítrico para recuperar el combustible.

Un proceso de extracción química separa el uranio y el plutonio de la solución ácida en la que se queda hasta el 99 0/0 de los desechos de fisión. Estos desechos son concentrados mediante evaporación y almacenados en el subsuelo como líquidos en tanques de acero inoxidable durante 5 años. Estos desechos son luego solidificados y tratados conforme lo establecen las directivas vigentes en cada país para la manipulación de desechos radioactivos sólidos.

El rendimiento del proceso total es tal que permite recuperar hasta el 99 0/0 del uranio y plutonio disponibles, pudiendo convertirlos en nuevos elementos combustibles. El uranio así recuperado puede tener concentraciones de hasta 0.83 0/0 de U235 el cual puede convertirse en UF₆ para ser enviado a las plantas de difusión gaseosa y enriquecerlo nuevamente, con lo que se cerraría el ciclo.

Más adelante se mostrará el destino del plutonio.

A manera de ilustración podemos decir que una tonelada de uranio enriquecido al 3 0/0 usada como combustible nuclear en un reactor produce 200 GW/hora de electricidad que es suficiente para satisfacer las necesidades de 110.000 personas en Venezuela durante un año (basándonos en el actual consumo per cápita). El reproceso de esta tonelada nos dará de 0.4 a 0.8 metros cúbicos de desechos líquidos de alta radioactividad, o cerca de 0.04 metros cúbicos de desechos sólidos.

5. Otros combustibles nucleares: Plutonio y torio

Pueden ser utilizados como combustible nuclear en los reactores plutonio y uranio 233 (proveniente del torio), pero ninguno de ellos existe naturalmente sino que se generan dentro de los reactores durante el funcionamiento normal. En virtud de que de una u otra forma ambos pueden conside-

rarse como sub-productos del uso del uranio, se describe el uso del plutonio como combustible nuclear y el del torio como generador del U233 que también es utilizable para tal fin.

5.1. El Plutonio como combustible nuclear

5.1.1. Situación

Los reactores de agua ligera (LWR), alimentados con uranio enriquecido son los que actualmente dominan el mercado internacional y se estima continuarán haciéndolo durante los próximos 15 años. Los combustibles irradiados descargados por estos reactores representan un problema que por ahora, por diversas causas, no ha encontrado una solución internacionalmente aceptada.

En líneas generales tres alternativas se presentan para la solución al problema planteado.

- Tratamiento de los combustibles irradiados (reproceso) previo al almacenamiento temporal de más o menos duración, en piscinas.
- Almacenamiento permanente de forma que el tratamiento posterior no sea posible.
- Almacenamiento permanente de forma que puedan ser tratados posteriormente.

La justificación energética y de eficiencia económica del reproceso (véase 4 ciclo del combustible nuclear) solo puede buscarse en la recuperación de los materiales fisionables, uranio no quemado y plutonio formado, presentes en los combustibles irradiados. Es probable que la utilización del plutonio recuperado, como material fisionable, será el apuntalamiento definitivo, desde un punto de vista energético y económico, de la energía nucleoelectrónica. Si no se lleva a cabo su utilización para el fin propuesto, puede estimarse que en la primera década del siglo venidero no habrá uranio suficiente para atender las necesidades de potencia nuclear instalada. Si la utilización del plutonio en los reactores rápidos reproductores (FBR) llega a la práctica comercial (Francia actualmente construye el reactor Super Fenix, con miras a comercializarlo y otros países tienen ya prototipos funcionando), la humanidad podrá utilizar los reactores nucleares du-

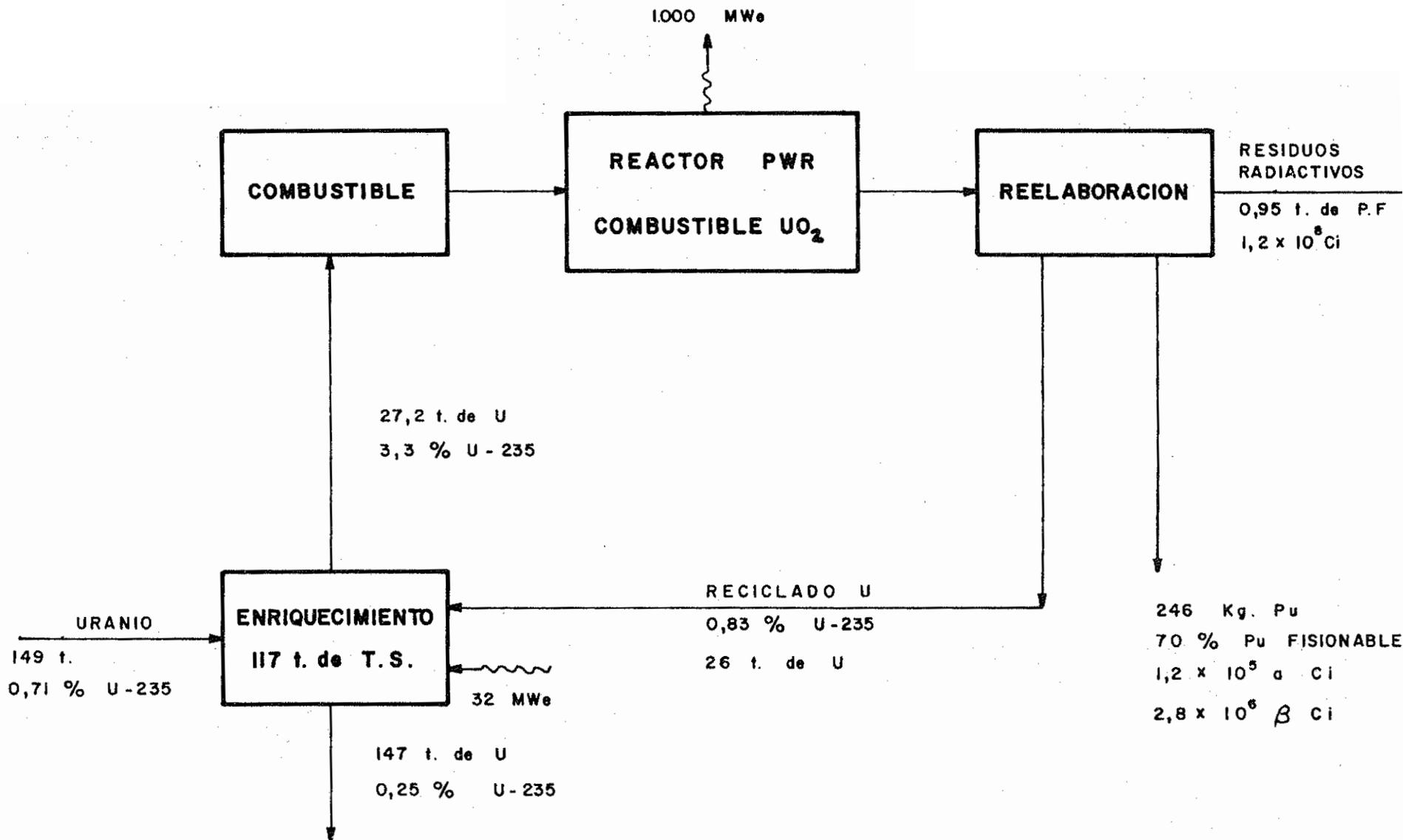


FIG.III.3. REACTOR (1.000 MWe) TIPO PWR. CICLO DEL COMBUSTIBLE (CANTIDADES ANUALES).

rante siglos y a la vez emplear el uranio empobrecido (0.25 % U235) que está siendo almacenado en gran cantidad en las plantas de enriquecimiento.

Como etapa intermedia se prevé el reciclado del plutonio en los reactores de agua ligera como sustituto parcial del U235. Sin embargo, esta aplicación a largo plazo, tendrá poca importancia global en el futuro de la energía nuclear.

En los países nuclearmente industrializados se admite bajo un punto de vista energético y económico que la utilización del plutonio como material fisiónable en los reactores nucleares es una solución energética favorable. El aumento de los precios del petróleo y su eventual escasez en el mercado internacional apoyará más su utilización.

Como dato comparativo cabe destacar que un gramo de plutonio fisiónable tiene una capacidad energética equivalente a entre 15 y 20 barriles de petróleo.

Una explicación detallada de la forma como se produce el plutonio se encuentra en el punto F del anexo 1 del presente trabajo.

5.1.2 Utilización del plutonio

El plutonio como se ha mencionado, es un sub-producto de una reacción nuclear en cadena que puede por sí mismo alimentar una reacción en cadena. Engendrado en los reactores a partir del U238, mientras se quema el U235, puede como este último fisionarse y servir como combustible nuclear.

En un principio el plutonio fue utilizado exclusivamente para usos militares. Este plutonio debía reunir unas ciertas características y se obtuvo en reactores llamado "Plutonígenos", cargados con uranio natural en forma metálica y con bajo grado de quemado, para que tuviese bajo contenido Pu240 que no es apto para las aplicaciones militares.

La creciente producción de plutonio en los reactores de potencia plantea el problema de su utilización para fines diferentes de los militares.

En líneas generales dos caminos se presentan como más factibles para su utilización:

a) utilización sin separación y b) utilización previa separación.

a) Utilización sin separación (in situ)

El plutonio presente en los combustibles irradiados procedentes de los reactores de potencia es solamente una fracción del que se produce durante el proceso de irradiación; la otra parte se quema en el mismo reactor. Este método de utilización tiene lugar en todos los tipos de reactores, bien sean térmicos o rápidos.

Esta es la forma más simple y económica de utilizar el plutonio. Los reactores donde la utilización in situ es mayor son los de uranio natural, refrigerados y moderados por agua pesada (tipo CANDU), donde aproximadamente el 50 % del plutonio formado se quema en el propio reactor. Tanto en los reactores de uranio natural refrigerados por gas y moderados por grafito, como en los de uranio ligeramente enriquecido y moderados por agua ligera, este valor es de aproximadamente de 30 a 35 %.

En el caso de los reactores de agua ligera y con alto grado de quemado se producen aproximadamente 0.9 gramos de plutonio (mezcla de todos sus isótopos) por cada gramo de U235 quemado, de los cuales aproximadamente el 50 % se fisiona.

No todo el plutonio formado se quema y produce energía. Una gran parte permanece en los combustibles irradiados de los reactores nucleares, lo que plantea el problema de su separación.

b) Utilización con separación previa

Refiriéndose exclusivamente a los combustibles irradiados en los reactores de agua ligera (LWR), que son los de más amplia utilización en el mundo, cabe plantearse las siguientes soluciones respecto a su disponibilidad o tratamiento:

1. Tratamiento del combustible irradiado, previo un corto período de enfriamiento, con reciclado del uranio recuperado y almacenado del plutonio para

su uso futuro.

2. Almacenamiento del combustible irradiado para posterior tratamiento y recuperación del uranio y plutonio.
3. Tratamiento inmediato del combustible irradiado, previo un corto período de enfriamiento, con reciclado, también inmediato, en los reactores LWR tanto del uranio como del plutonio recuperados.
4. Tratamiento inmediato del combustible irradiado, previo un corto período de enfriamiento, con reciclado o utilización posterior del uranio y plutonio recuperados según las necesidades futuras y aprobación de las medidas de seguridad sobre su utilización (reciclado en los reactores LWR y utilización en los reactores rápidos FBR).
5. Tratamiento inmediato del combustible irradiado, previo un cierto período de enfriamiento, con utilización del uranio recuperado y almacenamiento del plutonio para futuras aplicaciones pero no teniendo en cuenta su posible utilización como combustible en los reactores nucleares.
6. Almacenamiento del combustible irradiado sin tener en cuenta su tratamiento para la recuperación del uranio y del plutonio (política que actualmente sostiene Estados Unidos).

Hasta ahora la solución más aceptada ha sido la número 1, pero por diversas razones, fundamentalmente de tipo tecnológico, en este momento no existe ninguna planta comercial de reprocesamiento en funcionamiento. Es de hacer notar que el almacenamiento a largo plazo del plutonio representa una serie de dificultades como el costo de la instalación, el mantenimiento de la misma y medidas de seguridad (desde el punto de vista de salvaguardias, de protección física y de protección ambiental). También hay que tener en cuenta la composición isotópica del plutonio almacenado, pues la desintegración del Pu²⁴¹ de 13

años de vida media, por emisión β^- , produce Am²⁴¹ que es un emisor α de vida media más larga (430 años) y con alta sección eficaz de captura neutrónica y baja sección eficaz de fisión para neutrones lentos. Estas características hacen del americio un acompañante indeseable para el plutonio en su empleo como combustible nuclear, por lo que es necesario eliminarlo antes de usar el plutonio en los reactores.

La necesidad de separar el americio depende del tiempo de almacenamiento del plutonio, pero definitivamente se puede asegurar que el almacenamiento más o menos largo del plutonio recuperado presenta serios inconvenientes, que solo actualmente pueden ser solventados con su utilización inmediata.

La solución número 2 es la que por condiciones de la situación actual del tratamiento de combustibles irradiados se está empleando, para ello se está aumentando la capacidad de almacenamiento de los combustibles irradiados en las propias centrales nucleares y se tienen proyectos para almacenamientos centralizados.

La tercera solución (si pudiese llevarse a cabo) parece la más deseable en el momento actual y supone que en cada reactor se recicle el plutonio producido por el mismo. Si esto se llevase a cabo supondría un ahorro en cada reactor tipo LWR de aproximadamente 17 al 22 % de uranio natural y de 20 a 23 % de unidades de trabajo separativo en las plantas de enriquecimiento. Esta alternativa es la que se ha propuesto en el informe GESMO (The Generic Environmental Statement on the use of Recycled Plutonium in Mixed Oxide Fuel in LWR'S) que estuvo en estudio hasta septiembre de 1977 en Estados Unidos.

La cuarta solución (si pudiese llevarse a cabo) resultaría también aceptable, pero viene supeditada a la entrada en fase comercial de los reactores rápidos. Dado que las propiedades nucleares del plutonio son más favorables que las de U²³⁵ en el espectro de neutrones rápidos, se podría reservar para su empleo en reactores rápidos. Si se elige esta solución, sería necesario almacenar parte del plutonio durante varios años hasta que se comercialicen estos reactores.

Comparando el valor del plutonio, que será usado en los reactores rápidos, con el costo del almacenamiento bajo el punto de vista

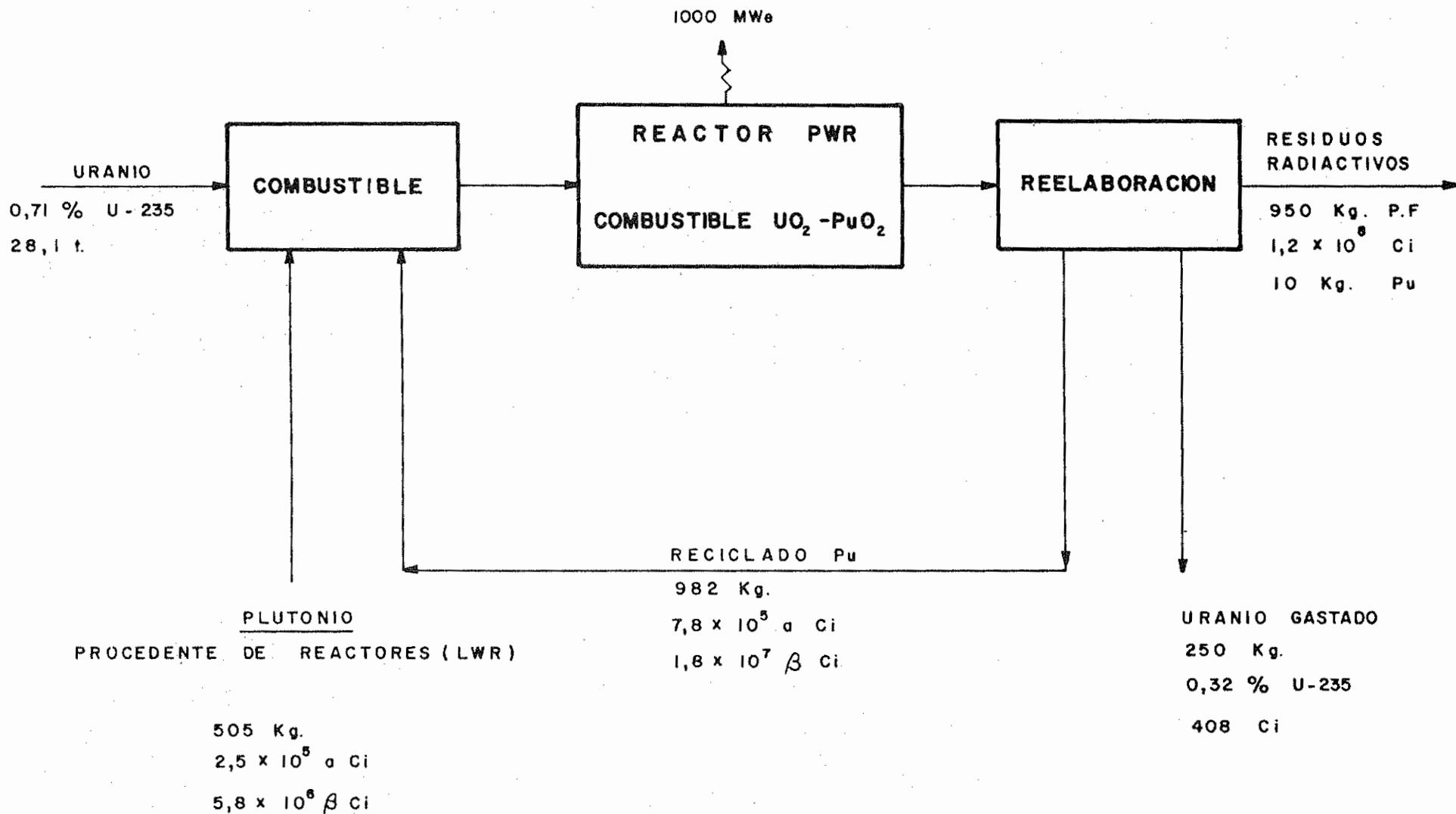


FIG-III.4. REACTOR (1.000 MWe) TIPO PWR. CICLO DEL COMBUSTIBLE CON RECICLADO DE PLUTONIO (CANTIDADES ANUALES)

económico, en función de diversas variables. Los estudios realizados demuestran aconsejable no utilizar períodos de almacenamiento superiores a 30 años, por tanto no está económicamente justificado el almacenar plutonio durante la década de los 70 y comienzos de los 80.

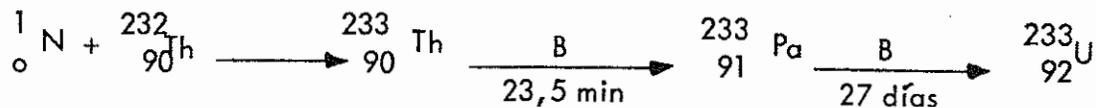
Por lo que respecta a la quinta posibilidad, el plutonio podría ser vendido a un precio que sería determinado en función de la oferta y la demanda y sería usado de acuerdo con los métodos económicos más adecuados.

El concepto del precio del plutonio es diferente del valor del plutonio. El precio del mercado depende de la oferta y de la demanda. La demanda depende de unas aplicaciones comerciales definidas, que sirven de base para determinar el valor del plutonio.

5.2 El caso del torio

El torio es un elemento existente en la naturaleza, no es fácilmente fisionable, pero a partir de él es posible obtener uranio 233, isótopo éste de magníficas características como combustible nuclear.

El uranio 233 se produce a partir del torio según la siguiente cadena de reacciones:



Aunque la tecnología que involucra el uso del torio se encuentra en su fase experimental, puede que mediano plazo cobre importancia. Actualmente se desarrollan en diversos países reactores del tipo llamado "Convertidores" entre los que cabe destacar los denominados HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor) que son refrigerados por hielo y pueden alcanzar altas temperaturas (hasta 600° C), lo cual les da un alto rendimiento. En dichos reactores se coloca una capa de torio alrededor del núcleo de uranio enriquecido, la cual después de cierto tiempo de operación es extraída para sacar de ella el uranio 233 formado. Posteriormente este uranio puede ser utilizado para la elaboración de elementos combustibles. También se estudia asimismo el uso del torio en los reactores de agua pesada tipo CANDU (Canadian Deuterium-Uranium) como alternativa futura para satisfacer los déficits eventuales de uranio.

Se estima que la comercialización del ciclo del torio tardará algunos años pero se considera necesario tomar en cuenta los recursos potenciales nacionales de este mineral en virtud de la importancia que jugarán en el futuro. Es importante que Venezuela tome sus primeros pasos en el conocimiento de la tecnología del torio en relación a su exploración, explotación y uso en reactores para que puedan tomarse decisiones y acciones con propiedad.